

TESIS DOCTORAL

**ANÁLISIS NUCLEAR EN REACTORES DE
FUSIÓN POR CONFINAMIENTO
MAGNÉTICO: DESARROLLOS
COMPUTACIONALES Y APLICACIÓN A
DEMO E ITER**

Juan Pablo Catalán Pérez

Licenciado en Físicas



DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES

UNIVERSIDAD NACIONAL DE EDUCACIÓN A DISTANCIA

2015

TESIS DOCTORAL

TÍTULO

Análisis nuclear en reactores de fusión por confinamiento
magnético: desarrollos computacionales y aplicación a DEMO e
ITER

AUTOR

Juan Pablo Catalán Pérez

Departamento de Ingeniería Energética

Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales

Universidad Nacional de Educación a Distancia

DIRECTOR

Dr. Javier Sanz Gozalo

CODIRECTOR

Dr. Patrick Sauvan

2015

Ph. D. THESIS

TITLE

Nuclear Analysis in Magnetic Fusion Reactors: Computational
Developments and Applications to DEMO and ITER

AUTHOR

Juan Pablo Catalán Pérez

Power Engineering Department

Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales

National Distance Education University

UNED

SUPERVISORS

Dr. Javier Sanz Gozalo

Dr. Patrick Sauvan

2015

A mis padres,

Javier y Pilar

A mi mujer e hija,

Elvira e Irene

AGRADECIMIENTOS

En primer lugar quiero agradecer la labor de ambos directores sin la cual esta tesis no hubiera sido posible. A Javier, por su ayuda constante a largo de estos años en cualquier ámbito en el que esta ha sido necesaria. A Patrick, por su apoyo y aportación a esta tesis y, en general, por su ayuda ante cualquier problema de carácter técnico. Además de a mis directores, no sería justo dejar pasar esta oportunidad para agradecer el apoyo de Paco y Dani que siempre han estado dispuestos a ayudarme haciendo mi labor mucho más sencilla.

También quiero agradecer a A. Suárez, N. Casal, L. Bertalot y M. Walsh que hicieron posible mi estancia en ITER en un tiempo record. En particular, la aportación de Alejandro a esta tesis ha sido fundamental en todo lo relacionado con ITER. Lamentablemente, no ha llegado a ver el final de esta tesis así que espero que, de algún modo, honre un poco su memoria. Finalmente, al resto de españoles con los que coincidí en ITER que hicieron de mi estancia una experiencia única.

Por último mencionar que éste trabajo ha sido realizado mayoritariamente en el marco de tres proyectos: TECNOFUS CONSOLIDER INGENIO 2010, EFDA WP 2012 (DTM04 y DAS06) e ITER “Neutronics Analysis for ITER Diagnostics Components” 4300000919. Igualmente las actividades realizadas forman también parte de las contribuciones al desarrollo del “Área/Laboratorio de simulación computacional” del Proyecto TECHNOFUSIÓN-CM (S2009/ENE-1679) y TECHNOFUSIÓN(II)-CM (S2013/MAE-2745), concedidos dentro de los Programas de actividades de I+D entre grupos de investigación de la Comunidad de Madrid.

ÍNDICE

AGRADECIMIENTOS	vii
ÍNDICE	ix
LISTA DE TABLAS	xiii
LISTA DE FIGURAS	xv
RESUMEN	xxi
ABSTRACT	xxv
Capítulo 1 Introducción	1
1.1 ITER: International Thermonuclear Experimental Reactor	5
1.2 DEMO	6
1.2.1 Modelos conceptuales DEMO en Europa	7
1.2.2 El proyecto TECNO_FUS	8
1.2.3 EFDA: HCLL	9
1.3 Estructura y objetivos	9
1.4 Referencias	11
Capítulo 2 Metodología	13
2.1 Datos nucleares	14
2.2 Transporte de radiación	15
2.2.1 Mallas superpuestas a la geometría	17
2.2.2 Definición de la geometría	18
2.2.3 Técnicas de reducción de varianza	19
2.3 Inventario isotópico: activación	21
2.4 Acoplamiento transporte-activación	22
2.4.1 Acoplamiento basado en celda: MC2ACAB	23
2.4.2 Cálculo de dosis residual: R2S frente a D1S	24
2.5 Esquema computacional	25

2.5.1	Pre-proceso	27
2.5.2	Cálculos.....	27
2.5.3	Resultados o Post-proceso	27
2.6	Conclusiones	28
2.7	Referencias	29
Capítulo 3	Desarrollo y verificación del programa R2SUNED	33
3.1	Desarrollo de R2SUNED	34
3.1.1	Diagrama de flujo	35
3.1.2	Extensión de MCNP	37
3.1.3	Activación	40
3.1.4	Emisión de los fotones	41
3.2	Verificación.....	43
3.2.1	Ejercicio de verificación computacional en ITER.....	43
3.2.2	Ejercicio de verificación computacional en EFDA	55
3.3	Conclusiones	66
3.4	Referencias	67
Capítulo 4	Análisis nuclear de una envoltura DCLL: TECNO_FUS.....	69
4.1	Descripción y consideraciones del problema.....	72
4.1.1	Generación de los modelos neutrónicos	72
4.1.2	Parámetros del reactor y fuente de neutrones	76
4.1.3	Códigos y datos nucleares.....	78
4.1.4	Reducción de varianza	78
4.1.5	Escenarios de irradiación	79
4.1.6	Límites para las cargas de radiación en las bobinas TF.....	79
4.1.7	Criterios para la gestión de residuos	80
4.2	Análisis preliminar de la envoltura DCLL.....	82
4.2.1	Funciones respuesta durante operación.	82

4.2.2	Funciones respuesta asociadas a la parada.....	88
4.2.3	Conclusiones	95
4.3	Propuesta de materiales para el blindaje de las bobinas.....	96
4.3.1	Consideraciones previas.....	97
4.3.2	Resultados	98
4.3.3	Conclusiones	102
4.4	Dosis en parada	103
4.4.1	Consideraciones de los cálculos R2S.....	104
4.4.2	Resultados de dosis en parada.....	105
4.4.3	Conclusiones	107
4.5	Resumen.....	109
4.6	Referencias	110
Capítulo 5	Análisis nuclear de una envoltura HCLL: EFDA	115
5.1	Consideraciones generales	116
5.1.1	Modelo neutrónico	116
5.1.2	Códigos y datos nucleares.....	119
5.2	Blindaje de las bobinas superconductoras de campo toroidal.....	119
5.2.1	Modificación de la geometría	120
5.2.2	Límites para las cargas por radiación en las bobinas.....	120
5.2.3	Descripción de los tipos de medida utilizados.....	121
5.2.4	Reducción de varianza	122
5.2.5	Resultados	123
5.2.6	Conclusiones	126
5.3	Dosis en parada durante el mantenimiento	127
5.3.1	Definición del problema	127
5.3.2	Consideraciones computacionales	130
5.3.3	Resultados	133

5.3.4	Conclusiones	144
5.4	Resumen y conclusiones	145
5.5	Referencias	146
Capítulo 6	Análisis nuclear en la instalación ITER.....	149
6.1	Descripción del problema.....	151
6.2	Metodología	152
6.2.1	Modelos neutrónicos	153
6.2.2	Consideraciones sobre los cálculos de transporte y activación	156
6.2.3	Fuente superficial de neutrones intermedia.	158
6.2.4	Composición de los hormigones.....	160
6.3	Resultados	162
6.3.1	Bioshield Plug sin penetraciones	162
6.3.2	Bioshield Plug con penetraciones	166
6.4	Conclusiones	173
6.5	Referencias	175
Capítulo 7	Resumen y conclusiones	177
7.1	Metodología	177
7.2	Aplicaciones	178
7.3	Trabajo Futuro.....	180
Chapter 7	Summary and conclusions	183
7.1.	Methodology.....	183
7.2.	Applications	184
7.3.	Future and ongoing work.....	185

LISTA DE TABLAS

Tabla 3-1 Definición del escenario de irradiación	45
Tabla 4-1 Parámetros del reactor basado en el modelo C.....	76
Tabla 4-2 Valoración de la complejidad radiológica en operación	81
Tabla 4-3 Resultados del TBR (col. 4) y del pico de potencia depositada (col. 5) en las bobinas para las diferentes combinaciones de agua y acero estudiadas en el hueco de la cámara de vacío.	83
Tabla 4-4 Contribución a la potencia depositada en los bloques de la envoltura debida a neutrones y gammas	83
Tabla 4-5 DPA y producción de gas por año en las diferentes capas de EUROFER	87
Tabla 4-6 Masa en toneladas para ambos escenarios de irradiación	95
Tabla 4-7 Densidad y contenido de H de los materiales usados en los blindajes HTS y LTS.....	97
Tabla 4-8 Cargas de radiación por año para las diferentes combinaciones de materiales utilizadas en los blindajes HTS y LTS.	100
Tabla 4-9 Producción de He (appm) para 40 años de irradiación y 100% de disponibilidad	102
Tabla 4-10 Tasa de dosis absorbida en Si y en SiO ₂ , y tasa de dosis equivalente ambiental (H*(10)) en el interior y el exterior de la cámara de vacío.....	105
Tabla 5-1 Parámetros de reactor DEMO1 [8].....	117
Tabla 5-2 Límites para las cargas por radiación en las bobinas de campo toroidal.	121
Tabla 5-3 Máximo de la fluencia neutrónica (integral y rápida) en el devanado de la bobina	123
Tabla 5-4 Valor máximo del calentamiento nuclear debido a neutrones y gammas.	125
Tabla 5-5 Resumen de los resultados obtenidos para la fluencia neutrónica integral en el epoxy y el calentamiento nuclear en el devanado de la bobina.	126
Tabla 6-1 Densidad atómica (atm·b ⁻¹ ·cm ⁻¹) de los elementos que componen los hormigones utilizados.....	161
Tabla 6-2 Tasa de dosis de contacto (CDR), flujo de neutrones integrado en energía y radionucleídos que más contribuyen a la CDR de los hormigones utilizados para el BP.	164
Tabla 6-3 Flujo neutrónico total para los cuatro casos descritos arriba	170

LISTA DE FIGURAS

Fig. 2-1 Ejemplos de malla superpuesta a la geometría.....	18
Fig. 2-2 Esquema computacional.....	26
Fig. 3-1 Diagrama de flujo de la herramienta R2SUNED	36
Fig. 3-2 Métodos de obtención del volumen relativo de las celdas dentro de un voxel.	39
Fig. 3-3 Esquema de trabajo de la funcionalidad de flujos separados.....	40
Fig. 3-4 Geometría del ejercicio propuesto por ITER.....	45
Fig. 3-5 Flujo de neutrones en las zonas seleccionadas.	48
Fig. 3-6 Distribución especial del flujo de neutrones.	48
Fig. 3-7 Flujo de fotones en la zona de medida.....	49
Fig. 3-8 Tasa de dosis biológica 10^6 s después de la parada.	49
Fig. 3-9 distribución especial de la tasa de dosis biológica.	50
Fig. 3-10 Distribución especial de la fuente de fotones a 10^6 s después de la parada.	50
Fig. 3-11 Resultado de los participantes que han utilizado el método R2S [12].	51
Fig. 3-12 Tasa de dosis residual (Sv/h) de los tres casos del ejercicio de comparación.	53
Fig. 3-13 Cociente de los resultados de las mallas cartesianas con los de las mallas cilíndricas adaptadas.	54
Fig. 3-14 Fuente de neutrones en la parte final del cilindro. A la izquierda la aproximación de flujo separado a la derecha y de flujo medio a la izquierda.....	54
Fig. 3-15 Perfil radial de la fuente para ambas aproximaciones.	55
Fig. 3-16 Geometría del HCLL: izquierda, sección toroidal del reactor; derecha, dos secciones poloidales de la envoltura exterior (arriba) e interior (abajo).	56
Fig. 3-17 Tasa de dosis biológica y absorbida en EUROFER para los puntos de D1 a D4 y los diferentes participantes [14].....	60
Fig. 3-18 Porcentaje de contribución en los puntos D1, D3 y D4 debido a cada malla (M1 a M4) [14].....	61
Fig. 3-19 Flujo de fotones residual: (a) y (b) total a 1h y 10d en D1 a D4; (c)-(f) espectro a 1h y 10d en D1 y D4 [14].	62
Fig. 3-20 Fuente de fotones (p/s): (a) y (b) Contribución total de cada malla a 1h y 10d; (c)- (f) Espectro de la fuente de fotones a 1 h y 10 d en T1 y T3 [14].	63
Fig. 3-21 (a) Análisis manual de la fuente de fotones usando las contribuciones de los elementos más críticos (b) Actividad específica de los contribuyentes más críticos calculados por la UNED y el CCFE [14].	64
Fig. 3-22 Flujo total y rápido de neutrones en los puntos T1 a T3 [14].	65
Fig. 4-1 Esquema de la estructura de una envoltura DCLL. Este esquema proviene de la envoltura utilizada en los estudios de PPCS [1].	70
Fig. 4-2 Comparación entre el modelo de referencia y el modelo neutrónico	74

Fig. 4-3 Esquema de las diferentes capas (no está a escala) desde el plasma hasta las bobinas superconductoras.....	74
Fig. 4-4 Esquema de capas de la envoltura para el modelo actualizado (no está a escala)	75
Fig. 4-5 Distribución de la tasa de fusiones para diferentes resoluciones de la malla.....	78
Fig. 4-6 División en zonas para localizar el pico de potencia.....	85
Fig. 4-7 Deposición de potencia total (MW) y en los diferentes bloques de la envoltura	86
Fig. 4-8 Primera pared de EUROFER bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.	89
Fig. 4-9 Primera capa de SiC bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.....	90
Fig. 4-10 Primera capa de LiPb bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.	91
Fig. 4-11 Pared interna de la cámara de vacío (SS316LN) bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.....	92
Fig. 4-12 Comparación de ambos escenarios para la pared interna de la cámara de vacío.	92
Fig. 4-13 Arriba: Clearance para el blindaje biológico. Abajo: Actividad para el criostato.	93
Fig. 4-14 Distribución de la masa total (en toneladas) para cada nivel de complejidad radiológica en operación bajo escenario DEMO.....	94
Fig. 4-15 Distribución de la masa total (en toneladas) para cada nivel de complejidad radiológica en operación bajo escenario de planta.	94
Fig. 4-16 Dosis de contacto para el WB ₄ C y el grafito para 40 años de irradiación y 100% de disponibilidad.....	101
Fig. 4-17 Calor de decaimiento para el WB ₄ C y el grafito para 40 años de irradiación y 100% de disponibilidad.	101
Fig. 4-18 Tasa de dosis absorbida en Si (Gy/h) a una hora de enfriamiento: interior de la cámara de vacío (izquierda) debido a los materiales estructurales de la envoltura (EUROFER y SiC); y la zona exterior debido al SS316LN de la cámara de vacío. Los círculos negros muestran los puntos de medida usados en la Tabla 4-10.....	106
Fig. 4-19 Tasa de dosis de contacto absorbida en Si para la primera pared de la envoltura y el muro interno de la cámara de vacío.....	107
Fig. 5-1 Modelo geométrico del HCLL: izquierda, corte vertical y derecha, corte horizontal (arriba la parte interior y abajo la parte exterior) [8]	118
Fig. 5-2 Modificación del tamaño del hueco vertical	120
Fig. 5-3 Localización de la medida tipo malla utilizada	122
Fig. 5-4 Valores y malla de la ventana de peso del problema.	123
Fig. 5-5 Fluencia neutrónica integral [m ⁻²] para el hueco de 20 mm (a), 10 mm (b) y 5 mm (c).	124

Fig. 5-6 Distribución espacial del calentamiento nuclear debido a neutrones (izquierda) y a gammas (derecha) en W/m^3 para un hueco de 20 mm.	125
Fig. 5-7 Distribución espacial del calentamiento nuclear debido a neutrones (izquierda) y a gammas (derecha) en W/m^3 para un hueco de 10 mm.	125
Fig. 5-8 Distribución espacial del calentamiento nuclear debido a neutrones (izquierda) y a gammas (derecha) en W/m^3 para un hueco de 5 mm.	126
Fig. 5-9 Escenario de irradiación para los componentes extraíbles.....	128
Fig. 5-10 Posiciones donde se va calcular la dosis absorbida	129
Fig. 5-11 Mallas utilizadas para el divertor y los módulos de la envoltura con sus colectores	131
Fig. 5-12 Malla utilizada para la cámara de vacío y la bobina.	132
Fig. 5-13 Distribución espacial del flujo de neutrones y de su error estadístico	134
Fig. 5-14 Detalle del escape de radiación en la zona del divertor	134
Fig. 5-15 Flujo de neutrones a lo largo de los puertos	135
Fig. 5-16 Flujo de fotones residual [γ/cm^2s] a 1 semana (izquierda) y 1 año (derecha) de enfriamiento.....	136
Fig. 5-17 Tasa de dosis absorbida en los puntos 1 a 4 para los diferentes materiales y los tres tiempos de enfriamiento seleccionados.....	138
Fig. 5-18 Tasa de dosis absorbida en Sílice en los puntos 1 a 4 y los tres tiempos de enfriamiento.....	139
Fig. 5-19 Contribución a la dosis absorbida en Sílice debida los diferentes componentes del reactor.....	140
Fig. 5-20 Tasa de dosis absorbida en los puntos 5, 6 y 7 para los diferentes materiales y los tres tiempos de enfriamiento seleccionados.....	142
Fig. 5-21 Evolución temporal de la dosis absorbida en Sílice para los puntos 5, 6 y 7.	143
Fig. 5-22 Contribución a la dosis absorbida en Sílice debida los diferentes componentes del reactor	143
Fig. 6-1 Sección del reactor ITER en un puerto de diagnósticos [1]. En el puerto ecuatorial se muestran los principales regiones: PP (Port Plug), PI (Port Interspace) y PC (Port Cell).	151
Fig. 6-2 Los dos modelos utilizados en el transporte de radiación. La línea roja muestra donde se encuentra la fuente de neutrones intermedia.	152
Fig. 6-3 Vistas del modelo B-lite modificado: a) horizontal, en el plano $Z=0$; b) vertical, en el plano $Y=-45$	154
Fig. 6-4 Modelos CAD simplificados para los diagnósticos: a) H- α ; b) CTS; c)Vis/IR;d) Cámara Radial X-Ray.....	154
Fig. 6-5 Componentes del PC: Blindaje biológico, estructura y raíles.	155
Fig. 6-6 Vista frontal del BP.	156
Fig. 6-7 Configuración sin codos (izquierda) y con codos (derecha).	156

Fig. 6-8 Malla utilizada en los cálculos de R2S.	157
Fig. 6-9 Distribución espacial de intensidades en unidades arbitrarias de la fuente intermedia de neutrones. a) Distribución realista y b) distribución utilizada en los cálculos.....	159
Fig. 6-10 Distribución del coseno entre la dirección de la particular y la normal con el plano.	160
Fig. 6-11 Distribución del espectro de energía integrado en la variable dirección.	160
Fig. 6-12 Tasa de dosis residual (Sv/h) en el PC para los diferentes materiales candidatos del BP.	163
Fig. 6-13 Flujo de neutrones por unidad de energía para los hormigones B-lite (azul), L2N (rojo), Barite (verde) and CONTEK (morado).....	165
Fig. 6-14 (Arriba) hormigón B-lite; (Abajo) hormigón B-lite y una capa de plomo en el BP permanente de: (izquierda) 2 cm; (derecha) 5 cm.	166
Fig. 6-15 Distribución especial del flujo de neutrones para el caso sin codos. a) plano X = 1785 cm; b) plano Y = -45 cm; c) plano Z= 141 cm.....	168
Fig. 6-16 Distribución especial del flujo de neutrones en el caso con codos y el BP relleno. a) plano X = 1785 cm; b) plano Y = -67.5 cm; c) plano Z = 145 cm.....	169
Fig. 6-17 Flujo de neutrones por unidad de energía para la salida del Vis/IR al final de un BP relleno hecho de CONTEK sin (línea roja) y con codos (línea azul).	171
Fig. 6-18 Flujo de neutrones por unidad de energía para la salida del Vis/IR al final de un BP sin rellenar hecho de CONTEK sin (línea roja) y con codos (línea azul).	171
Fig. 6-19 Tasa de dosis residual para el caso sin codos sobre el plano Y = -45cm que esta sobre las salidas de los diagnósticos Vis/IR y H- α . Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío.....	172
Fig. 6-20 Tasa de dosis residual en el caso sin codos debida solo a los cubículos sobre el plano Y = -45. Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío.....	172
Fig. 6-21 Tasa de dosis residual para el caso con codos sobre el plano Y = -67.5 cm que esta sobre las salidas del diagnóstico Vis/IR. Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío.	173
Fig. 6-22 Tasa de dosis residual en el caso con codos debida solo a los cubículos sobre el plano Y = -67.5 cm. Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío.	173

ACRÓNIMOS

BP	Bioshield Plug
BNL	Brookhaven National Laboratory
CCFE	Culham Centre of Fusion Energy
CDR	Contact Dose Rate
D1S	Direct One Step
DAS	Design Assessment Studies
DCLL	Dual-Coolant Lithium-Lead
DPA	Desplazamiento Por Átomo
DSM	Diagnostic Shield Module
DTM	Design Tools and Methodology
EFDA	European Fusion Development Agreement
EW	Exempted Waste
F4E	Fusion For Energy
FCM	Fusión por Confinamiento Magnético
FDS	Fusion Desing Study/Fusion Digital Simulation
FW	First Wall
HCLL	Helium-Coolant Lithium-Lead
HLW	High Level Waste
HTS	High Temperature Shield
IAEA	International Atomic Energy Agency
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
JET	Joint European Torus
KIT	Karlsruhe Institute of Technology
LANL	Los Alamos National Laboratory
LILW	Low Intermedial Level Waste
LLNL	Lawrence Livermore National Laboratory
LTS	Low Temperature Shield
MC	Monte Carlo
MCNP	Monte Carlo N-Particle
MHD	MagnetoHidroDinámica
NEA	Nuclear Energy Agency
NWL	Neutron Wall Loading
PC	Port Cell
PI	Port Interspace
PP	Port Plug
TBR	Tritium Breeding Ratio
TF	Toroidal Field
R2S	Rigorous Two Step
RV	Reducción de Varianza
UNED	Universidad Nacional de Educación a Distancia
UPC	Universidad Politécnica de Cataluña
UPM	Universidad Politécnica de Madrid
WCLL	Water-Coolant Lithium-Lead

RESUMEN

En los reactores de fusión por confinamiento magnético basados en el ciclo de combustible D-T se esperan altos niveles de radiación tanto durante la operación, debido a los neutrones del plasma, como durante la parada, debido a la activación que esos neutrones inducen en los materiales de la instalación. Esta tesis se centra en la determinación de los campos de radiación presentes en este tipo de instalaciones así como en la evaluación de las funciones respuesta asociadas a componentes y trabajadores. Este tipo de evaluación es un aspecto clave en las fases de diseño, ingeniería y licenciamiento. El análisis nuclear se encarga de predecir la distribución espacial de la radiación y la activación de los materiales por medio de herramientas computacionales.

El objetivo principal de esta tesis es primero, proponer e implementar una metodología que permita realizar este tipo de análisis, y segundo, aplicarla a diferentes instalaciones actualmente de gran interés en el mundo de la fusión por confinamiento magnético. Teniendo esto en cuenta la tesis se estructura en dos partes principales: metodología y aplicaciones.

En la primera parte se presenta la metodología implementada para abordar el análisis nuclear que requiere de cálculos de transporte de radiación y de activación de los materiales así como del acoplamiento entre ambos. Para realizar los cálculos de transporte y activación se han utilizado los códigos MCNP y ACAB que se pueden considerar estándar dentro del mundo de la fusión. Mientras que para el acoplamiento transporte-activación, utilizado mayoritariamente para el cálculo de dosis residual, se necesitan herramientas que sean capaces de obtener la fuente de decaimiento con una gran resolución espacial. Estas herramientas actualmente no están disponibles siendo sólo los grupos de investigación que las han desarrollado los que tiene la capacidad de hacer este tipo de cálculos. En esta tesis se ha utilizado la herramienta R2SUNED, que ha sido desarrollada dentro del grupo de la UNED con la colaboración del autor. Tanto la descripción de esta herramienta como su verificación ocupan un papel central en esta tesis.

R2SUNED se basa en el método ‘rigorous-two-step’ (R2S) utilizando la aproximación en malla. Esta herramienta presenta capacidades nuevas con respecto a otras herramientas similares, siendo particularmente destacable la aproximación de flujos separados. Esta aproximación permite convertir una malla superpuesta a la geometría, típica de los

códigos MC, en una malla adaptada en términos del flujo de neutrones y la posterior emisión de las gammas de decaimiento. Esta capacidad permite evitar efectos de borde allí donde el gradiente de flujo entre celdas es alto y se pueden producir errores en la estimación de la activación. Esta capacidad hace que la herramienta R2SUNED sea la más evolucionada.

R2SUNED ha sido verificado por medio de dos ejercicios donde ha sido comparado con otros participantes, uno en ITER y otro en DEMO, mostrando que la herramienta se encuentra al mismo nivel de fiabilidad que el resto para ambos ejercicios de verificación. Además, en el ejercicio de ITER, se ha estimado la diferencia de utilizar la nueva capacidad de flujos separados frente al flujo medio encontrando diferencias de alcanzan casi el 50% en la estimación de la dosis.

En la segunda parte de la tesis la metodología propuesta se ha aplicado a tres instalaciones diferentes: dos reactores DEMO (DCLL y HCLL) y al reactor experimental ITER.

La envoltura DCLL analizada en esta tesis fue desarrollada bajo el proyecto TECNO_FUS de ámbito nacional. El trabajo realizado en la primera parte de este proyecto ha consistido en la propuesta y evaluación un modelo preliminar de reactor. Esta evaluación se ha centrado en determinar los principales parámetros nucleares durante la operación y la parada de la instalación: la capacidad de reproducción de tritio, el daño por radiación (dpa y producción de gas), potencia depositada, cargas de radiación en las bobinas y producción de residuos. Posteriormente, se ha optimizado, en una segunda fase de diseño, el blindaje de las bobinas analizando diferentes materiales candidatos. Los resultados muestran que el uso de hidruros metálicos permite cumplir los requerimientos de diseño para muchas de las combinaciones estudiadas. Por último, se ha evaluado, por primera vez en una envoltura DCLL, la dosis residual en toda la región dentro del criostato. Esta estimación es necesaria para la planificación del mantenimiento de la planta.

La otra aplicación relacionada con un reactor DEMO ha sido realizada para el modelo HCLL desarrollado en Europa bajo el auspicio de EFDA, el cual se encuentra en un estado de desarrollo más avanzado que el DCLL anterior. Igual que para esta envoltura se ha trabajado en el blindaje de las bobinas y en el cálculo de las dosis en parada. En lo que respecta al blindaje de las bobinas, se ha estudiado el efecto del tamaño del hueco situado

entre los segmentos de la envoltura sobre las cargas de radiación recibidas en las bobinas. Los resultados obtenidos muestran que para todos los tamaños esperados el blindaje propuesto para este reactor cumple con los requisitos de diseño. En el caso de la dosis en parada, se han estudiado las tasas de dosis residuales en la zona del plasma y en los puertos de la cámara de vacío en diferentes materiales relevantes para la maquinaria de mantenimiento remoto. Estos resultados, como en el caso DCLL, son necesarios para la planificación del mantenimiento de la instalación y son un dato de entrada necesario para determinar el tipo de maquinaria necesaria para el reemplazo de las envolturas y el divertor.

Finalmente, en el trabajo realizado en ITER se han evaluado las dosis residuales que encontramos en el PC del puerto ecuatorial número 12, que está dedicado a diagnósticos. Se ha prestado especial atención al análisis de diferentes configuraciones de diseño para el BP genérico de diagnósticos que es la última barrera frente a la radiación antes del PC. Esto hace que el diseño de este componente sea crítico para el nivel de dosis dentro del PC. Para evaluar esta dosis son necesarios cálculos muy exigentes computacionalmente, a pesar del uso de técnicas de reducción de varianza, debido a la gran atenuación del flujo antes de llegar al PC (~ 9 órdenes de magnitud). En estas circunstancias, para poder analizar las configuraciones de diseño del BP, se ha adoptado por la estrategia de dividir el problema de transporte de neutrones en dos partes, una para el reactor y otra para el PC, mediante el uso de una fuente superficial. Los resultados obtenidos muestran que el hormigón baritado y el CONTEK son dos materiales candidatos adecuados para el BP. Además, se ha comprobado que la activación de los componentes situados en el interior del PC no produce dosis relevantes en los casos analizados en comparación con las producidas por la activación del BP.

ABSTRACT

In magnetic nuclear fusion reactors high levels of radiation are expected during their operation and shutdown periods due to the plasma neutrons and the material activation induced by them. This thesis is focused in the characterization of the radiation fields and in the evaluation of the associated response function on components and workers. This is a key issue in the design, engineering and licensing phases in this kind of facilities. Nuclear analysis carries out this evaluation using computational tools which predicts the spatial distribution of the radiation and the activation of the materials.

The main objective of this thesis is to implement a methodology in order to evaluate the effects of the radiation as well as to apply it to different relevant facilities in magnetic fusion currently. Therefore, the body of this document is divided in two main blocks: methodology and applications.

The methodology implemented needs to perform radiation transport and material activation calculations as well as the use of transport-activation coupling schemes. To carry out transport and activation calculations MCNP and ACAB codes, which can be considered as a standard, has been used. The transport-activation coupling schemes, which major use is residual dose assessments, need to obtain the decay source with a fine spatial resolution. This fact implies the use of meshes superimposed to the geometry to obtain a fine spatial resolution of the neutron flux needed for the activation calculations. Nowadays, these tools are not open and only the developer groups have the capability to perform this kind of analysis. In this thesis R2SUNED tool have been used. This tool has been developed by the UNED group including the author. The description of this tool as well as its verification play a central role in this thesis.

R2SUNED is based on the ‘rigorous-two-step’ (R2S) method using the superimposed mesh approach. This tool shows new capabilities with respect to the other existing tools, specially, the separated flux approach. This last capability turns the superimposed mesh (used typically in MC codes) on a kind of adaptive mesh in terms of neutron flux and photon decay emission. This improvement avoids the well-known problem of the superimposed meshes in the activation process that produce an overestimation in the activation when there are high neutron flux gradients. This capability becomes R2SUNED tool in de most advanced one currently.

R2SUNED have been verified in two benchmarking exercise, one in ITER and other in DEMO, which results show that this tool is as reliable as the other existing tools for both types of facilities. In addition, in the ITER exercise a comparison between the new capability of separated flux and the averaged flux was performed. The results obtained shows that the overestimation in the residual dose reaches the 50%.

In the second part of this thesis the implemented methodology has been applied to three different facilities: two DEMO reactors, DCLL and HCLL concepts, and the experimental ITER reactor.

The DCLL blanket has been developed under TECNO_FUS that is a Spanish national project. In the first part of this project, the design and evaluation of a preliminary model has been performed. This evaluation has been focused on the main response functions during the operation and the shutdown of the reactor: tritium breeding capability, radiation damage (dpa and gas production), deposited power, radiation loads on the TF coils and radioactive waste production. Later, the TF coil shielding has been optimized in a second design phase. Several material candidates were proposed and studied. The use of metal hydrides shows a very good neutron shielding capability and most of the combinations studied achieve to fulfill the design requirements. Finally, for the first time in a DCLL blanket, the shutdown dose rate has been evaluated in the in-cryostat region. This evaluation is necessary for the maintenance planning of the facility.

The other DEMO related application carried out has been the HCLL concept, developed in Europe under EFDA. The phase of design is more advanced than in the DCLL case. As well as for this blanket, the work performed has been focused in the TF-coil shielding and the shutdown dose rates. The effect of the gap size in the radiation loads on the TF-coils has been estimated showing that the design requirements are fulfilled for all the expected sizes. In the case of shutdown dose rates, the in-vessel region plus the VV ports have been studied for different relevant materials for remote handling machinery. As in the case of the DCLL blanket, the results obtained are a necessary input for the maintenance planning of the facility.

Finally, the work performed in ITER is related with the shutdown dose rate evaluation in the Port Cell (PC) region of the equatorial port number 12, which is dedicated to diagnostics. Special attention has been focused on different design configurations for the Bioshield Plug (BP), that is the last radiation barrier before the PC and, therefore, a key

component for the dose rate level found inside. To carry out this kind of analyses the calculations needed are very demanding in terms of computational effort due mainly to the strong flux reduction from the plasma to the PC (9 orders of magnitude). In this situation, the neutron transport had to be divided in two parts, reactor and PC, using a superficial neutron source as interface. The results show that both Barite and CONTEK concretes are adequate to be the material of the BP. Furthermore, it has been showed that the activation of the inner PC components are nor relevant for the studied cases.

Capítulo 1

Introducción

En las futuras instalaciones de fusión por confinamiento magnético (FCM) basadas en el ciclo de combustible Deuterio-Tritio (DT), tanto experimentales como demostradoras (DEMO), se esperan altos niveles de radiación. En concreto, en el futuro International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER), actualmente en construcción en Cadarache (Francia), se prevé operar a una potencia de 500 MW ($\sim 10^{20}$ n/s) con un total de $\sim 10^{27}$ neutrones [1][2]. Mientras que en el caso de los conceptos de reactores DEMO que se están desarrollando en Europa se prevé que durante su operación se alcance unas ~ 5 veces más potencia y ~ 50 veces más neutrones [3].

Debido a estos altos niveles de radiación la evaluación del efecto que esta puede tener sobre los componentes y los trabajadores es un aspecto clave en las fases de diseño, ingeniería y licenciamiento de este tipo de instalaciones. Esta evaluación es objeto del análisis nuclear cuya finalidad principal es asegurar una operación segura de la instalación teniendo en cuenta la correcta operatividad de los componentes y el diseño adecuado de blindajes en aras de minimizar la exposición a la radiación tanto para los componentes como para las personas.

El análisis nuclear, al igual que muchos de los análisis de otras ramas de la ingeniería, utiliza herramientas computacionales que tratan de simular los fenómenos físicos de interés para describir el comportamiento de las instalaciones. Pero al contrario que en muchas de estas ramas la estandarización de las herramientas a utilizar en el análisis nuclear de reactores FCM está todavía en desarrollo. Actualmente, esta situación se traduce en que es necesario utilizar un conjunto de herramientas cuyo acoplamiento entre sí o no está automatizado exigiendo bastante experiencia por parte del usuario o directamente no existen herramientas accesibles para llevarlo a cabo. En estas

Capítulo 1 Introducción

circunstancias la implementación de una metodología que permita analizar las principales funciones respuesta de este tipo de reactores no es un proceso trivial.

Las instalaciones que aquí se analizarán tienen campos de radiación tanto durante la operación de la máquina, proveniente de los neutrones del plasma y su interacción con los diferentes materiales que componen el reactor, como durante su parada, debido a los fotones de decaimiento provenientes de la activación de los materiales. Por consiguiente, para una caracterización nuclear completa de la instalación se hace necesario el uso tanto de herramientas que simulen el transporte de la radiación como la activación y su correspondiente acoplamiento transporte-activación.

En el caso de los cálculos de transporte en este tipo de instalaciones nos enfrentamos a problemas que presentan un grado alto de complejidad en la geometría, donde habitualmente se abarcan zonas extensas y se combinan problemas de gran atenuación de la radiación con fugas a través de los huecos de la instalación, en los cuales habitualmente es necesario obtener con detalle la distribución espacial de los flujos de neutrones y gammas o alguna magnitud derivada de ellos [1][2]. Estos cálculos en sí mismos ya representan muchas veces todo un reto desde el punto de vista del usuario debido al tiempo computacional que necesitan, lo que hace que sea necesario para muchos de ellos el uso de técnicas de aceleración y de cálculos intensivos en paralelo [2].

La situación anterior se agrava cuando se realizan cálculos detallados de la dosis en parada que requieren del acoplamiento transporte-activación. Estos cálculos implican por un lado la obtención del flujo de neutrones con una distribución espacial y energética detallada para posteriormente realizar cálculos de activación, que en muchos casos alcanzan los centenares de miles, con el fin de obtener la fuente de decaimiento que finalmente vuelve a ser transportada para estimar las dosis. Esto implica por un lado grandes recursos de hardware (el uso de supercomputadoras capaces de trabajar con muchos procesos y mucha memoria RAM para manejar tal cantidad de datos) y experiencia para adaptar las herramientas a estos entornos. Y por otro lado, experiencia por parte del usuario ya que las técnicas de aceleración a utilizar dependen mucho del problema a tratar. A estos problemas hay que añadir que el acoplamiento transporte-activación no es una capacidad extendida siendo sólo aquellos grupos que han desarrollado estas herramientas los que tienen la capacidad de llevar a cabo este tipo de

análisis. Esta situación hace que el estado de este tipo de herramientas tenga un amplio margen de mejora [4][5].

El objetivo principal de esta tesis es la implementación y aplicación de una metodología capaz de llevar a cabo este tipo de análisis teniendo en cuenta tanto la fase de operación del reactor como la fase de parada. Por lo expuesto hasta ahora este objetivo implica que esta metodología abarque tanto el transporte de radiación y la activación de los componentes como su respectivo acoplamiento. Para lograr este objetivo ha sido necesario, por un lado, aprender y adaptar las herramientas ya existentes al mundo de los reactores FCM y por otro lado desarrollar un sistema de acoplamiento transporte-activación ya que en el momento de empezar esta tesis muy pocos grupos tenían esta capacidad y no estaba disponible.

Este sistema de acoplamiento transporte-activación, llamado R2SUNED¹, ha sido desarrollado por varios miembros del grupo de investigación TECF3IR [6] perteneciente a la Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED) entre los que se encuentra el autor de esta tesis. R2SUNED mejora en algunas prestaciones a los sistemas existentes en el momento de su desarrollo lo que ha permitido que en relativo poco tiempo nos situemos a la cabeza de varios de los avances para este tipo de herramientas. Entre las mejoras introducidas destaca principalmente la capacidad de este sistema de tratar de forma separada los componentes² que se encuentran dentro del elemento de malla tanto en la obtención del flujo como en la posterior emisión de los fotones de decaimiento lo que da lugar a un efecto de adaptabilidad de la malla que las otras herramientas no poseen. Esto provoca que los cálculos realizados con esta herramienta eviten ciertos errores en la estimación de la dosis que las otras herramientas cometen de forma sistemática en aquellas zonas donde hay altos gradientes en el flujo como por ejemplo en los huecos que hay entre componentes donde habitualmente se dan grandes fugas de radiación. Esta capacidad entre otras ha permitido que a día de hoy lideremos algunas líneas de desarrollo dentro de la futura herramienta europea que se está desarrollando dentro del marco de Eurofusion por los grupos de neutróica del CCFE, KIT y UNED [7].

¹ Este nombre viene de la combinación del método en el que se basa, el ‘rigorous-two-step’ (R2S), y la universidad a la que pertenece el grupo de investigación, la UNED.

² Estrictamente hablando R2SUNED es capaz de obtener la contribución del flujo de neutrones en cada porción de celda de MCNP que se encuentre dentro del elemento de malla y posteriormente emitir también diferenciando estas celdas.

Capítulo 1 Introducción

La metodología implementada se ha aplicado a tres casos diferentes que van en orden creciente de complejidad, lo que por otra parte, muestra de forma fidedigna la evolución del autor en este tipo de análisis. En estas aplicaciones a la vez que se responde a cuestiones de interés sobre las instalaciones que se estudian se demuestra la aplicabilidad de la metodología propuesta.

El primer caso de aplicación presentado es el diseño conceptual de una envoltura DCLL (Dual-Coolant Lithium-Lead) desarrollado dentro del proyecto CONSOLIDER TECNO_FUS de ámbito nacional. El trabajo realizado en este proyecto fue la caracterización básica de un reactor de fusión basado en este tipo de envoltura tanto durante su operación³ como su parada⁴. En este proyecto se partía desde estados muy preliminares de diseño lo que permitió adquirir mucho conocimiento básico sobre el análisis nuclear de un reactor FCM y sentó las bases para que luego se pudiera acceder a proyectos internacionales de DEMO e ITER. En el momento de iniciar este proyecto la envoltura DCLL estaba poco desarrollada dentro de Europa ya que representa uno de los conceptos considerados a largo plazo. Este hecho ha permitido que los resultados que hemos obtenido sean de interés ya que muchas opciones de diseño, como el blindaje de las bobinas, son analizadas en detalle por primera vez para este tipo de envoltura.

La segunda aplicación se ha realizado sobre el concepto de envoltura HCLL (Helium-Cooled Lithium-Lead) de una de las líneas que se están desarrollando dentro de Europa. Este desarrollo empezó hace más de una década y, por consiguiente, su estado de diseño está más avanzado que en la aplicación anterior por lo que requiere de análisis específicos. En concreto se han analizado la influencia del tamaño de los huecos entre los módulos de la envoltura en las cargas por radiación en las bobinas y la dosis residual para labores de mantenimiento. Las cargas por radiación en las bobinas pueden comprometer el estado superconductor de las mismas y por tanto de confinamiento del plasma por lo que este tipo de análisis son muy relevantes para el funcionamiento básico del reactor. La dosis residual es un aspecto crucial para la planificación del mantenimiento de la planta y en concreto para determinar qué áreas son susceptibles del uso de mantenimiento remoto y que tipo de maquinaria sería necesaria en tal caso. Este último aspecto no compromete el funcionamiento básico de la instalación pero si su viabilidad económica.

³ Siendo las principales funciones respuesta estudiadas la capacidad de reproducción de tritio, las cargas de radiación en las bobinas superconductoras, la energía depositada y el daño por radiación.

⁴ Centrándonos en la gestión de residuos (operatividad y almacenamiento) y dosis residual.

Por último, el último caso de aplicación ha sido un análisis nuclear en el reactor ITER. Como este reactor está en construcción su estado de diseño está muy avanzado y, los análisis requeridos abordan sistemas concretos de la máquina siendo por lo tanto más específicos. Este estado de diseño hace que generalmente los análisis a realizar sean muy exigentes ya que habitualmente el grado de detalle es alto y los resultados obtenidos tienen gran influencia en el diseño final de ese sistema concreto. El trabajo realizado se centró en la estimación de la dosis residual dentro del 'Port Cell' (PC) del puerto ecuatorial 12 dedicado a diagnósticos. Este análisis fue el primer cálculo detallado de la dosis residual en el PC para un puerto de diagnósticos realizado dentro del proyecto ITER y tenía como objetivo, además de estimar la dosis, de establecer un modelo de cálculo para este tipo de análisis dentro de la división de diagnósticos.

Una vez se ha establecido el marco técnico de esta tesis pasaremos a dar una visión general de los proyectos y su relación entre ellos que conforman el marco de trabajo en el cuál se ha desarrollado. Esta tesis comenzó bajo el auspicio del proyecto TECNO_FUS perteneciente al programa CONSOLIDER del Ministerio de Educación y Ciencia cuyo principal objetivo era formar un equipo multidisciplinar para el diseño de reactores FCM. Para ello este proyecto se focalizó en el diseño y desarrollo de uno de los conceptos europeos de envoltura para los futuros reactores DEMO: la envoltura Dual-Coolant Lithium-Lead (DCLL). Detrás de este objetivo estaba la intención de intensificar la participación española en proyectos europeos e internacionales, principalmente aquellos relacionados con el desarrollo DEMO europeo y la instalación internacional ITER. Una vez transcurrieron los primeros años del proyecto esta meta se fue materializando primero con la participación en los desarrollos DEMO europeos bajo el auspicio del European Fusion Development Agreement (EFDA) y más tarde con la participación en ITER dentro de la división de diagnósticos.

En las secciones que siguen pasamos a describir con más detalle los proyectos mencionados con el fin de completar el marco en el cuál se enmarca esta tesis. En el último punto se presenta la estructura general seguida en el resto de la tesis.

1.1 ITER: International Thermonuclear Experimental Reactor

El International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) es un proyecto internacional a gran escala que tiene como principal objetivo demostrar la viabilidad de la

Capítulo 1 Introducción

FCM como fuente de energía alternativa. En particular en ITER se quiere conseguir que el factor entre la potencia que se necesita para el funcionamiento del reactor ($P_{entrada}$) y la producida por este (P_{fusion}) se mayor o igual que 10, es decir:

$$Q = \frac{P_{fusion}}{P_{entrada}} \geq 10$$

El valor previsto de potencia de fusión para ITER es de 500 MW para una potencia de entrada de 50 MW [8].

Además ITER en el largo plazo tiene como objetivo testar diferentes tecnologías que serán usadas en la siguiente etapa correspondiente a las plantas demostradoras o DEMO. Ejemplo paradigmático de esto son los experimentos previstos con los TBM (Test Blanket Module) donde se pretende estudiar algunas de las envolturas que se prevén usar en los reactores DEMO. En estos estudios principalmente interesa responder a dos preguntas [9]:

- ¿Es la envoltura autosuficiente en tritio? Esto implica que la envoltura ha de ser capaz de producir y extraer tanto tritio como se consume en el plasma.
- ¿Puede la envoltura trabajar a temperaturas suficientemente altas para que sea eficiente la generación de electricidad?

Finalmente el carácter experimental de ITER hace que esté previsto de múltiples tipos de instrumentos de medida que forman el sistema de diagnósticos. El objetivo de este sistema es proveer de medidas precisas del comportamiento del plasma y especialmente de su confinamiento. Estas medidas son necesarias tanto para la protección y el funcionamiento básico de la máquina como para el control avanzado del plasma y estudios sobre la física que lo rige.

1.2 DEMO

El principal objetivo de los reactores DEMO es demostrar la viabilidad comercial de una planta de potencia basada en FCM. Teniendo esto en cuenta la fase DEMO representa el paso siguiente a ITER dentro de la evolución prevista para los reactores FCM. Sin embargo, como se acaba de comentar en el punto anterior, en ITER se pretende testar parte de las tecnologías que serán usadas en DEMO con lo que su desarrollo se necesita

comenzar siguiendo un proceso paralelo a ITER para que estén lo suficientemente maduras en el momento que estos test se vayan a realizar y con vistas a intentar que la transición entre ambas etapas sea lo más fluida posible.

En lo que respecta a esta tesis vamos a presentar primero las principales líneas de los desarrollos DEMO dentro de Europa para luego centrarnos en el desarrollo español de la línea correspondiente a la envoltura DCLL desarrollado en el proyecto TECNO_FUS y en la envoltura HCLL en la cual se ha participado en su desarrollo a través de diferentes tareas EFDA.

1.2.1 Modelos conceptuales DEMO en Europa

En aras de contextualizar las envolturas con las que se han trabajado en esta tesis pasaremos a describir brevemente los cuatro modelos de reactor que aparecen en el PPCS [3] y que marcan las líneas a seguir para los desarrollos conceptuales de DEMO dentro de Europa. Los dos primeros modelos, A y B, son considerados modelos a corto plazo ya que no necesitan de grandes extrapolaciones tecnológicas ni de física del plasma mientras que los otros dos modelos, C y D, tienen prestaciones más atractivas pero necesitan de mayores extrapolaciones tecnológicas y de física del plasma que los hacen ser diseños a más largo plazo. Pasamos a describir brevemente las principales características de estos modelos:

- A. Este modelo está basado en una envoltura de refrigerada por agua y con LiPb como regenerador de tritio (WCLL, Water-Cooled Lead-Lithium). El concepto de divertor es similar al desarrollado para ITER, refrigerado por agua y con una estructura de cobre. Tanto el divertor como la envoltura están basados en materiales y tecnologías que ya están desarrolladas o que podrían desarrollarse sin grandes extrapolaciones del estado actual. El sistema de extracción de potencia sería similar al de un reactor de fisión de agua presurizada (PWR, Pressurized Water Reactors). Los modelos de la física del plasma son muy similares a los empleados en el diseño del ITER.
- B. Este modelo está basado en una envoltura refrigerada por helio y con un regenerador de tritio cerámico (HCPB, Helium-Cooled Pebble-Bed). Este mismo refrigerante se utiliza para el divertor cuya estructura estará hecha de metales refractarios. La temperatura de salida del helio se estima en 480 °C lo que permite

Capítulo 1 Introducción

el uso de ciclos de vapor sobrecalentado en el sistema de extracción de potencia lo que implica una mayor eficiencia que el modelo A. Los escenarios de plasma empleados son más sofisticados que en modelo A para compensar la menor resistencia de los blancos del divertor. Este modelo requiere extrapolaciones ligeramente mayores en los materiales, tecnología y los modelos de física del plasma que el modelo A.

- C. Este modelo está basado en una zona de regeneración de LiPb auto-refrigerada y una estructura de acero ferrítico de baja activación (EUROFER). Las inserciones de canal están hechas de SiC que sirve de aislante térmico y eléctrico en aras de minimizar los problemas magneto-hidrodinámicos y obtener así temperaturas de salida altas que suponen una alta eficiencia en el sistema de extracción de potencia. Los blancos del divertor están también refrigerados por helio para aumentar la eficiencia del sistema de extracción de potencia. Las extrapolaciones requeridas para este modelo son mayores que para el A y B pero su atractivo como planta es mucho mayor.
- D. Este modelo está basado en una envoltura con LiPb que actúa como material regenerador y como único refrigerante. La estructura es de SiC y los blancos del divertor son una combinación de metales refractarios y SiC y además también están refrigerados con LiPb. Este diseño permite temperaturas de salida de 1100 °C lo que implica eficiencias mayores al 55 % en un sistema de conversión de potencia basado en un ciclo cerrado de turbina de helio. Para este diseño se usan escenarios muy avanzados para el plasma y muchas extrapolaciones tecnológicas como el uso de superconductores de alta temperatura para las bobinas.

1.2.2 El proyecto TECNO_FUS

Como ya se ha mencionado en la introducción el proyecto CONSOLIDER TECNO_FUS era un proyecto español coordinado por el CIEMAT cuyo principal objetivo era formar y consolidar un grupo multidisciplinar para el diseño de envolturas de reactores de fusión DEMO, para lo cual se propuso desarrollar una envoltura DCLL basándose en el modelo C del PPCS. En este proyecto participaron varias instituciones públicas españolas como el propio CIEMAT, la Universidad Politécnica de Madrid (UPM), la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC), la Universidad Nacional de Educación a Distancia (UNED) y otras más. En concreto el trabajo realizado en esta tesis

se enmarca en la tarea de diseño neutrónico de este proyecto cuyo investigador principal fue D. Javier Sanz Gozalo, a su vez director de esta tesis. Los objetivos principales de esta tarea fueron proporcionar un diseño viable desde el punto de vista nuclear de la envoltura DCLL así como evaluar el impacto de los cambios de diseño derivados de otras áreas. Los aspectos técnicos de este proyecto relacionados con esta tesis se tratarán detalladamente en el Capítulo 4.

1.2.3 EFDA: HCLL

Dentro de Europa EFDA era un acuerdo de trabajo para el desarrollo de la fusión donde se centralizó los diferentes desarrollos de reactores DEMO. En la actualidad su relevo ha sido tomado por el proyecto Eurofusion [10] que en la práctica sigue concentrando los desarrollos europeos de DEMO aunque haya cambiado su organización y funcionamiento. En lo que respecta EFDA los desarrollos DEMO en los que se centró son los modelos HCLL (Helium-Cooled Lithium-Lead) y HCPB. El modelo HCPB es la línea B descrita anteriormente mientras que el modelo HCLL es una fusión entre las líneas A y B por lo que a veces se le conoce como modelo AB [11]. Esta fusión se basa en sustituir el agua por helio como refrigerante de la envoltura en el modelo A. En lo que se refiere al trabajo relacionado con EFDA en esta tesis sólo nos hemos ocupado del modelo HCLL en el cuál profundizaremos más el Capítulo 5.

1.3 Estructura y objetivos

Como último punto de la introducción se va a describir de forma detallada la estructura seguida en esta tesis así como los objetivos de cada una de las partes que la forman.

En el Capítulo 2 se describe la metodología general utilizada en las diferentes aplicaciones que se abordan durante el desarrollo de esta tesis. El objetivo de este tema es describir el tipo de herramientas computacionales utilizadas y su interconexión entre ellas haciendo especial hincapié en aquellas características que tienen especial relevancia en los cálculos que aquí se han llevado a cabo.

El Capítulo 3 está dedicado al desarrollo del sistema R2SUNED, basado en el método R2S, que acopla los cálculos de transporte y activación principalmente para el cálculo de

Capítulo 1 Introducción

dosis residuales. Este capítulo consta de dos partes. En la primera se describe el sistema R2SUNED haciendo hincapié en aquellas características que hacen novedoso este sistema. La segunda trata la validación de este sistema a través de dos ejercicios, uno propuesto por ITER y otro por EFDA.

El resto de capítulos están dedicados a las diferentes aplicaciones desarrolladas en los diferentes proyectos donde el autor ha participado a lo largo de estos últimos años y a las cuales se ha aplicado la metodología explicada en los dos capítulos precedentes.

En el Capítulo 4 se presentan los resultados relacionados con el desarrollo español de una envoltura DCLL bajo el proyecto TECNO_FUS. En este capítulo principalmente se trabajó con la primera fase de diseño de esta envoltura donde se analizaron las principales funciones respuesta para el funcionamiento de un reactor DEMO: autosuficiencia en tritio, factor de amplificación de la energía, blindaje de las bobinas, daño en componentes estructurales y producción de residuos radiactivos atendiendo a su gestión. Además se profundizó en el diseño del blindaje localizado después de la zona reproductora de tritio estudiando diferentes materiales con buenas propiedades como blindaje para la radiación neutrónica ya que este blindaje es clave para las bobinas y la cámara de vacío. Por último, también se trató la descripción del entorno de radiación en la región del reactor (dentro del criostato) para evaluar las posibles dosis a trabajadores y máquinas aspecto clave en la planificación de la planta.

El Capítulo 5 trata sobre el trabajo realizado en EFDA para el reactor basado en la envoltura HCLL. Este trabajo es clara consecuencia del desarrollado en el proyecto TECNO_FUS y presenta similitudes pero ahora en un concepto cuya fase de diseño está mucho más avanzada. El trabajo aquí presentado consta de dos aplicaciones: el blindaje de las bobinas y la caracterización del entorno de radiación de la región del reactor (dentro del criostato) para la evaluación del impacto sobre la maquinaria ocupada del mantenimiento de la instalación.

En el Capítulo 6 se presenta el trabajo realizado en la instalación ITER que trata sobre la evaluación de la dosis residual en la región del PC donde se esperan que haya trabajadores a un día de la parada del reactor. Principalmente este capítulo tiene dos objetivos: presentar una metodología para el análisis de la dosis residual en la región de PC y el análisis de diferentes opciones de diseño del Bioshield Plug (BP) que es la última barrera frente radiación antes del Port Cell (PC) teniendo por tanto un gran impacto en las

dosis residuales que allí se producen. Esta aplicación presenta mayor complejidad que los dos anteriores debido al estado de desarrollo de ITER donde ya se está empezando a construir algunos componentes haciendo que los análisis que se realizan requieran de más finura que en las aplicaciones DEMO.

Por último, cabe destacar que como puede intuirse de la breve descripción que se acaba de realizar sobre las aplicaciones introducidas en esta tesis estas siguen un patrón de complejidad creciente y muestran de forma fidedigna cual ha sido la evolución que ha seguido el autor dentro del mundo del análisis nuclear en reactores FCM. De este modo, los análisis requeridos en el proyecto TECNO_FUS donde la envoltura se desarrolló desde el principio utilizaban modelos muy poco detallados debido a que el objetivo era caracterizar los parámetros básicos de funcionamiento del reactor DEMO. Mientras los estudios realizados en el marco de EFDA para la envoltura HCLL, la cual llevaba años de desarrollo, ya eran más específicos y por tanto el nivel de detalle en los modelos era mucho mayor. Finalmente, en ITER los análisis que se requieren son sobre componentes específicos, que en muchos casos se van o han sido construidos, por lo que el nivel de detalle requerido es muy alto ya que hay de modelar de forma correcta el comportamiento neutrónico del componente a analizar.

1.4 Referencias

- [1] M. Loughlin, M. Angelone, P. Batistoni, L. Bertalot, J. Eskhult, Chikara Konno, R. Pampín, A. Polevoi, E. Polunovskiy. “Status and verification strategy for ITER neutronics” *Fusion Engineering and Design*, Vol. 89, 2014, pp. 1865-1869.
- [2] R. Pampin, A. Davis, J. Izquierdo, D. Leichtle, M. Loughlin, J. Sanz, A. Turner, R. Villari, P. P. H. Wilson “Developments and needs in nuclear analysis of fusion technology” *Fusion Engineering and Design*, Vol. 88, 2013, pp. 454-460.
- [3] D. Maisonnier, I. Cook, P. Sardain, R. Andreani, L. Di Pace, R. Forrest, L. Giancarli, S. Hermsmeyer, P. Norajita, N. Taylor, D. Ward “A conceptual study of commercial fusion power plants”, *Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS)*, Abril, 2005. Ref: EFDA-RP-RE-5.0.
- [4] U. Fischer, C. Bachmann, B. Bienkowska, J. P. Catalan, K. Drozdowicz, D. Dworak, D. Leichtle, I. Lengar, J. C. Jaboulay, L. Lu, F. Moro, F. Mota, J. Sanz, M. Szieberth, I. Palermo, R. Pampin, M. Porton, P. Pereslavytsev, F. Ogando, I. Rovni,

Capítulo 1 Introducción

- G. Tracz, R. Villari, S. Zheng “Neutronic analyses and tools development efforts in the European DEMO programme” Fusion Engineering and Design, Vol 89, 2014, pp. 1880-1884.
- [5] R. Pampin, A. Davis, R. A. Forrest, D. A. Barnett, I. Davis, M. Z. Youssef “Status of novel tools for estimation of the activation dose” Fusion Engineering and Design, Vol. 85, 2010, pp. 2080-2085.
- [6] http://portal.uned.es/portal/page?_pageid=93,19750521&_dad=portal&_schema=PORTAL. URL del grupo TECF3IR.
- [7] U. Fischer, A. Turner, J. P. Catalan “Report on the status of R2S system development”. Eurofusion IDM. 2 de Febrero 2015.
URL: <https://idm.euro-fusion.org/?uid=2LCPTW&version=v1.0>
- [8] Página web de ITER www.iter.org.
- [9] John How, R. Reichle “Plant Description”. ITER IDM document: [Plant Description \(PD\) \(2X6K67\)](#).
- [10] Página web de Eurofusion. URL: <https://www.euro-fusion.org/>
- [11] J. Jordanova, U. Fischer, P. Pereslavitsev, Y. Poitevin, A. Li Puma, N. Nikolova-Todorova “Parametric neutronic analysis of HCLL blanket for DEMO fusion reactor utilizing vacuum vessel ITER FDR design” Fusion Engineering and Design, Vol. 81, 19, 2006, pp. 2213-2220.

Capítulo 2

Metodología

En este capítulo se va a presentar la metodología propuesta para llevar a cabo el análisis nuclear de reactores FCM. Como ya se ha comentado durante el capítulo anterior el proceso de implementación de una metodología de estas características no es trivial debido a que las herramientas que se utilizan en el análisis nuclear no suelen ser comerciales y su estandarización en muchos aspectos no está muy lograda. Este hecho se acentúa en el caso de acoplamientos entre herramientas que, en la mayoría de los casos, han tenido que ser desarrollados por los propios grupos de investigación.

El primer paso a la hora de describir la metodología será definir las etapas, que al menos en parte⁵, siempre se cumplen en el análisis nuclear de este tipo de instalaciones. Estas etapas son:

1. Determinación del campo de radiación (principalmente flujo de neutrones y gammas) que hay en el reactor durante su operación y las funciones respuestas asociadas a él (p. ej. energía depositada, daño, reproducción de tritio, dosis, etc...). En esta etapa son necesarias simulaciones del transporte de la radiación.
2. Determinación de la evolución del inventario isotópico que experimentan los materiales que forman el reactor tras estar expuestos a radiación neutrónica y sus funciones respuestas asociadas (p. ej. actividad, calor residual, caracterización de residuos radiactivos, determinación de fuentes residuales, etc...). En esta etapa son necesarias simulaciones de la activación de los materiales las cuales como dato de entrada necesitan flujo de neutrones obtenido en la etapa anterior.
3. Determinación del campo de radiación residual debido al decaimiento de los materiales activados y sus funciones respuesta asociadas (mayoritariamente

⁵ El cumplimiento total de estas etapas sólo es necesario para aquellas magnitudes que caracterizan el operador durante su parada no siendo necesarias para aquellas que lo hacen durante operación.

Capítulo 2 Metodología

diferentes tipo de dosis para personas, trabajadores y público, y maquinaria). En esta etapa son necesarias de nuevo simulaciones del transporte de la radiación las cuales, a su vez, necesitan como dato de entrada la fuente de fotones de desintegración obtenida en la etapa anterior.

Como se puede comprobar en la descripción que acabamos de hacer de los principales fases que componen el esquema de cálculo son necesarias dos tipos de simulaciones, transporte de radiación y activación de los materiales, junto con el acoplamiento entre ellas. Estos temas serán tratados con más detalle en las diferentes secciones de este capítulo dejando algunas partes más específicas, en lo que se refiere a la metodología utilizada en cada aplicación, para el capítulo correspondiente.

En la sección 2.1 hablaremos en primer lugar de los datos nucleares que son los datos de entrada fundamentales tanto para las simulaciones de transporte como de activación ya que describen la forma en que la radiación interactúa con la materia. En las secciones 2.2 y 2.3 trataremos los aspectos más relevantes (problemática asociada, códigos utilizados y capacidades a destacar) de las simulaciones de transporte de radiación y de activación de los materiales. Mientras que en la sección 2.4 trataremos el acoplamiento entre ambas simulaciones haciendo hincapié en los análisis de dosis residual ya que son una parte significativa de los tratados en este trabajo. Finalmente, nos ocuparemos de describir la estructura completa del procedimiento de cálculo para mostrar bien la interrelación entre los diferentes códigos utilizados con sus respectivas entradas y salidas, lo que nos permitirá tener una idea más clara de cómo se ha llevado a la práctica la metodología descrita.

2.1 Datos nucleares

Los datos nucleares son datos de entrada necesarios para las simulaciones tanto de transporte como de activación. Estos datos proveen la información de necesaria para simular los procesos físicos de la interacción entre las radiaciones y la materia. Estos datos se dan en forma de secciones eficaces que se agrupan en librerías⁶ que contienen los nucleídos más utilizados y para un rango de energías que cubre perfectamente las aplicaciones de FCM. Existen diferentes librerías con sus respectivos comités que se

⁶ La traducción literal del inglés 'library' sería biblioteca pero en español se ha extendido el uso de la palabra librería.

encargan por velar de la calidad de las secciones eficaces sea la mejor posible y van actualizando aquellas que, debido a experimentos o a una mejor evaluación, son susceptibles de mejora. Por lo tanto para las aplicaciones normales de FCM lo habitual es que las librerías estén ya fijadas no teniéndonos que preocupar más que de usarlas de forma coherente.

En las aplicaciones aquí presentadas se han utilizado las siguientes librerías para el transporte de neutrones:

- TECNO_FUS: ENDF/B-VII [1].
- EFDA: JEFF-3.1.1 [2].
- ITER: FENDL-2.1 [3].

Del mantenimiento de la serie ENDF/B se ocupa el Brookhaven National Laboratory (BNL) mientras que el de la JEFF es la Nuclear Energy Agency (NEA) y el de la FENDL la International Atomic Energy Agency (IAEA). Cabe destacar que esta última librería está especialmente enfocada para su uso en fusión y de ahí su elección para ITER.

Para la activación las librerías de secciones eficaces y las de constantes de desintegración están agrupadas en la EAF2007 [4]. Para el transporte de fotones se han utilizado la librería propia de MCNP, MCNPLIB04p [5].

2.2 Transporte de radiación

Debido a que el transporte de radiación es un campo muy amplio que abarca aplicaciones que quedan fuera del alcance de esta tesis el primer objetivo de este apartado será acotar este campo al tipo de problema de transporte que nos ocupa. Para ello basta decir que el problema tipo que abordamos es un problema de transporte de partículas neutras (neutrones y fotones), independiente del tiempo (lo que implica que no se considerará el quemado de los materiales durante el transporte), sin procesos de fisión, alta dependencia energética, con múltiples materiales y con modelos geométricos tridimensionales de complejidad considerable. Con estas características este problema tipo no es tratable de forma analítica y, por lo tanto, el uso de herramientas computacionales es ineludible a la hora de su resolución.

Capítulo 2 Metodología

La herramienta computacional elegida es el código MCNP (Monte Carlo N-Particle) [5] que está basado en el método Monte Carlo (MC). Este método resuelve el problema del transporte de forma estadística a base de conocer las posibles interacciones entre partículas y núcleos y analizar el suficiente número de historias para obtener resultados estadísticamente significativos. El método MC tiene la virtud de ser el más exacto para este tipo de problemas solo dependiendo de la calidad de los datos nucleares⁷ siendo un método que se adapta muy bien al trato de geometrías complejas⁸. Sin embargo su principal desventaja reside en que es muy costoso en términos de tiempo de computación. Este problema hace que para las aplicaciones más exigentes sea necesario tanto el uso de cálculos en paralelo en cientos o miles de núcleos en grandes supercomputadoras como de técnicas de reducción de varianza (RV). Las técnicas de RV consisten en priorizar eventos relevantes para una función respuesta determinada en detrimento de los eventos no relevantes acelerando de esta forma el cálculo y se hacen imprescindibles para aquellos problemas donde es difícil (o imposible) obtener soluciones estadísticas fiables en un tiempo computacional aceptable. Como se puede intuir de esta definición de reducción de varianza el usuario juega un papel crucial a la hora de decidir que es o no relevante y por lo tanto la experiencia es muy importante en la aplicación de estos métodos.

El código MCNP se ha venido desarrollando en Laboratorio Nacional de Los Álamos (LANL) de los EE UU desde hace varias décadas y ha sido ampliamente utilizado en todo tipo de aplicaciones y actualmente es considerado el código de referencia en los análisis de reactores FCM⁹. Otro de los aspectos más relevantes de MCNP es la gran variedad de funcionalidad que tiene desde el punto de vista del usuario entre la que cabe destacar:

- Gran variedad de técnicas de RV.
- Capacidad de definición de geometrías tridimensionales complejas.
- Gran variedad de diferentes tipos de medidas.
- Gran variedad de fuentes puntuales, superficiales y volumétricas sin necesidad de modificar el código fuente.

⁷ Cabe destacar que respecto a los datos nucleares el método MC tiene además la ventaja de poder utilizar las llamadas secciones eficaces puntuales sin la necesidad de agrupar por energía como los códigos deterministas lo que revierte en su precisión.

⁸ Aquí nos referimos a la adaptación del método MC a geometrías complejas en comparación con los métodos deterministas que presentan problemas como el efecto rayo. Otra cuestión, que se tratará más adelante es la adaptación de modelos CAD complejos al formato de los códigos MC.

⁹ Como ejemplo basta decir que es el código utilizado en la mayor parte de los análisis de ITER.

- Test estadísticos que miden la fiabilidad de los resultados obtenidos.

En los siguientes puntos dentro de esta sección vamos a profundizar en aquellos aspectos del cálculo de transporte que serán relevantes en el desarrollo de esta tesis. En concreto un tipo especial de medida, la malla superpuesta a la geometría, que será la base para entender el desarrollo de la herramienta R2SUNED, la forma de definir la geometría en MCNP, ya que en el caso de geometrías complejas este aspecto consume la mayor parte del tiempo de trabajo, y por último las técnicas de RV que han sido utilizadas.

2.2.1 Mallas superpuestas a la geometría

MCNP posee la capacidad de producir medidas con resolución espacial por medio del uso de mallas superpuestas a la geometría¹⁰. Esta capacidad se ha mostrado muy útil en el desarrollo de herramientas para el cálculo de dosis residual ya que estas necesitan obtener el flujo de neutrones (o de la partícula que induzca la activación) con buena resolución espacial para después poder formar la fuente residual de fotones con esa misma resolución. Por este motivo, y teniendo en cuenta que el Capítulo 3 trata sobre el desarrollo de una herramienta para el análisis de las dosis residuales basada en este tipo de mallas, se va a describir esta capacidad más en detalle en este apartado.

En MCNP estas mallas se definen usando un sistema coordenado cartesiano, cilíndrico o esférico (esté último sólo en caso de MCNPX) y por lo tanto son mallas estructuradas. Cada elemento de malla o voxel¹¹ es un elemento de volumen (cúbico, cilíndrico o esférico dependiendo del sistema coordenado utilizado) donde sólo se medirá el flujo (o alguna magnitud asociada) sin tener efecto alguno en el proceso de transporte. Por tanto es importante destacar que estas mallas no se adaptan a la geometría y no tienen nada que ver con la mallas que se usan en los métodos deterministas para discretizar las variables espaciales, sino que son solo mallas que a modo de ‘rejilla’ se superponen a la geometría cuyo único objetivo es medir alguna magnitud. En la Fig. 2-1 se puede observar dos ejemplos de mallas superpuestas a la geometría, la rejilla azul es la malla y las zonas coloreadas representan diferentes componentes y como se puede observar la malla no se adapta a ellos.

¹⁰ Esta propiedad no es exclusiva del código MCNP.

¹¹ Aquí siguiendo la nomenclatura aceptada en los desarrollos R2S se ha utilizado la palabra voxel, como si fuera el análogo tridimensional de pixel, más que celda ya que este último término lleva a equívoco con el concepto de celda que utiliza MCNP.

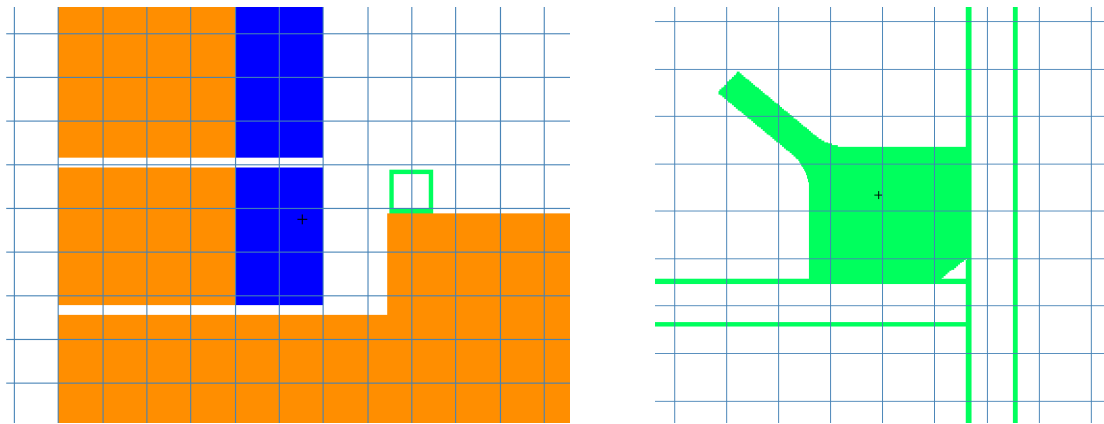


Fig. 2-1 Ejemplos de malla superpuesta a la geometría

2.2.2 Definición de la geometría

Otro aspecto clave de MCNP que está presente a lo largo de toda la tesis es la capacidad que tiene de trabajar con geometrías tridimensionales complejas. La forma de definir la geometría en MCNP se basa en el álgebra booleana, de tal forma que a través intersecciones, uniones y complementos de las diferentes regiones definidas por medio de superficies de hasta segundo grado (salvo en el caso de toros de 4 grado) quedan determinadas regiones acotadas (celdas en la terminología del código) que van rellenando todo el espacio. De esta forma MCNP presenta la capacidad de definir geometrías muy complejas pero con un gran esfuerzo por parte de usuario, más del que, para muchas de las aplicaciones actuales, es aceptable. Esto hace que se haya impuesto el uso herramientas de diseño asistido por ordenador (Computer Aided Design, CAD) que al no compartir formato con MCNP necesitan de otras herramientas que traduzcan desde los formatos CAD al de MCNP. El código utilizado en esta tesis con este fin es MCAM [6] desarrollado en China por el equipo FDS (Fusion Desing Study/Fusion Digital Simulation) y que en la actualidad es el único capaz de tratar modelos con un tamaño considerable como los que son requeridos para ITER.

Este paso de traducción, por desgracia, está lejos de ser un proceso automático y requiere mucho tiempo y experiencia por parte del usuario hasta llegar al modelo de MCNP. Esto en parte se debe, por un lado, a que el modelo CAD original es demasiado detallado para el transporte de neutrones, y por otro lado, a que el proceso de traducción no está tan refinado como debiera lo que implica que para lograr traducir el modelo se necesita un proceso iterativo entre los procesos de simplificación y de traducción que

suele consumir mucho tiempo. Teniendo en cuenta esto se puede decir que el proceso de simplificación ha de seguir dos criterios básicos:

- i) Criterios geométricos: este criterio obedece básicamente a hacer el modelo traducible. Esto implica que el modelo no puede contener superficies que MCNP no pueda manejar como por ejemplo splines, no tiene que haber intersecciones ni regiones sin definir y las celdas no han de ser extremadamente complejas ya que pueden dar problemas al traducir y ralentizar el cálculo de transporte.
- ii) Criterios de transporte: este criterio obedece a que el modelo simplificado ha de preservar el comportamiento neutrónico del modelo original. Este criterio, claro está, depende la función respuesta que se quiera obtener en el análisis a realizar y requiere de mucha experiencia por parte del usuario.

El proceso de simplificación de los modelos CAD se suele realizar con los programas habituales de diseño 3D en concreto aquí se han utilizado CATIA [7] y SpaceClaim [8].

2.2.3 Técnicas de reducción de varianza

Como ya se dijo en la introducción de esta sección las técnicas de RV tratan de priorizar eventos relevantes para una función respuesta determinada en detrimento de los eventos no relevantes para así focalizar el esfuerzo de cálculo en aquellos eventos que realmente contribuyen. Entre el gran número de técnicas que existen a disposición del usuario de MCNP se han utilizado dos: importancias y ventanas de peso.

La técnica de las importancias se basa en asignar una determinada importancia a cada celda que compone la geometría del modelo de transporte. De esta manera una partícula que va de una celda i con una importancia I_i a una celda j de importancia I_j sufre o una división¹² o una ruleta rusa¹³ de acuerdo con el factor I_j/I_i . Esta técnica es fácil de utilizar en geometrías sencillas donde tenga lugar bastante absorción porque permite ir manteniendo la población a lo largo de la zona de absorción. En geometrías complejas su uso puede hacerse muy complejo, sobre todo si hay zonas con fugas, ya que es fácil que

¹² El proceso de división divide la partícula en un número mayor de ellas con un peso asociado que es dividido en el mismo factor para conservar la estadística del problema.

¹³ La ruleta rusa una partícula sobrevive o muere dependiendo una probabilidad que habitualmente viene dada por algún límite. El peso de la que sobrevive supervivencia se ve incrementado en un factor tal que se conserve la estadística del problema.

Capítulo 2 Metodología

se produzcan divisiones en muchos casos indeseadas dando lugar a ralentizaciones considerables en el cálculo. Este fenómeno se conoce en inglés como ‘oversplitting’.

Las ventanas de peso están definidas por un límite de peso inferior y uno superior de tal manera que la partícula que entra en una zona con una ventana de peso sufre uno de los tres siguientes procesos dependiendo de su peso:

- Sigue igual si su peso está entre los valores de la ventana.
- Se divide si su peso es mayor del límite superior de la ventana de tal manera que el peso de las partículas divididas está dentro de la ventana.
- Sufre un proceso de ruleta rusa si el peso de la partícula es menor que el límite inferior de la ventana sobreviviendo con un peso dentro de la ventana o muriendo.

En lo que respecta a la parte práctica la ventaja que tienen las ventanas de peso con respecto a las importancias es que en MCNP pueden utilizarse en forma de malla superpuesta (generando lo que actualmente se conocen como mapa de pesos) y tienen un generador automático que genera los valores de peso correspondientes de la malla para una función respuesta dada. Esto hace que sean más versátiles que las importancias pero aun así en geometrías complejas pueden presentar también el problema del ‘oversplitting’.

El uso de este tipo de técnicas es todavía un proceso un poco artesanal y muy dependiente del problema, lo que hace que la experiencia del usuario juegue un papel muy importante a la hora de decidir que técnica y como aplicarla. Los detalles de cómo se han utilizado en las diferentes aplicaciones se explicará en el capítulo correspondiente.

Además de las técnicas que se han utilizado en esta tesis cabe destacar que, en la actualidad, se están utilizando técnicas para obtener los mapas de pesos de forma diferente a como lo hace MCNP. Las líneas más destacadas en este sentido son, por un lado, aquellas que sin utilizar una como objetivo una función respuesta dada tratan de obtener un mapa de pesos que permita mantener la población en una región del reactor, y por otro lado, las que usan métodos deterministas para calcular el flujo adjunto y así estimar los mapas de pesos. A ambas se las conoce como técnicas RV globales y a las últimas también a veces se las denomina técnicas híbridas [9][10].

2.3 Inventario isotópico: activación

Los cálculos de evolución del inventario isotópico de los materiales activados por radiación, más conocidos como cálculos de activación, determinan la evolución temporal del inventario isotópico así como las funciones respuestas asociadas a él. Estos cálculos son muy importantes a la hora de analizar los residuos generados en una instalación, en cuestiones de seguridad, ya que definen el término fuente que puede ser liberado en caso de accidente así como el calor residual, y en análisis de radioprotección, ya que permiten definir la fuente gamma residual que hay en una instalación debida a la activación de los materiales que la forman. En esta tesis las funciones respuesta que se han calculado son aquellas relacionadas con la gestión de residuos y con la radioprotección sin entrar en los análisis de seguridad.

Los códigos de activación necesitan como datos de partida el flujo de partículas que inducen la activación (neutrones en nuestro caso) con suficiente resolución energética, las secciones eficaces de activación, la composición del material a activar y el escenario de irradiación al que se ve sometido dicho material. El nuestro caso el flujo proviene de las simulaciones de transporte mientras que la composición de los materiales y el escenario de irradiación tienen que ser definidos en cada aplicación. Como ya se ha comentado el problema que nos ocupa en esta tesis es independiente del tiempo y no se ha considerado que el quemado de los materiales afecte al transporte, y por tanto al flujo, debido al cambio de composición que sufren los materiales durante su irradiación. Esta aproximación está justificada en todos los análisis que se presentan ya sea por el nivel de detalle del análisis realizado o porque realmente este efecto puede considerarse irrelevante¹⁴.

Para los cálculos de activación se ha utilizado en código ACAB [11] que fue desarrollado por uno de los miembros del grupo de investigación¹⁵ en el cual se ha realizado esta tesis y que ahora se ocupa de su mantenimiento y desarrollo. Este hecho ha permitido un nivel de conocimiento y control en las simulaciones de activación que hubiese sido mucho más arduo de adquirir si el código hubiese estado desarrollado por

¹⁴ Los análisis más críticos en este sentido podrían ser aquellos referidos al material reproductor pero dado la etapa de diseño en la que se encuentran los modelos analizados no tiene mucho sentido entrar en este nivel de detalle. La metodología adoptada aquí es la habitual de este tipo de análisis.

¹⁵ El código fue desarrollado por Dr. Javier Sanz Gozalo a su vez director de esta tesis.

Capítulo 2 Metodología

terceros lo que además ha jugado un papel clave en su adaptación para los desarrollos y aplicaciones de esta tesis.

El código ACAB fue sometido a un estudio de validación bajo la supervisión de la IAEA [12] 1993, de cual se extrajo que los únicos códigos “suitable and satisfactory” (adecuados y satisfactorios) para cálculos de fusión eran ACAB y FISPACT [13], siendo este último la referencia en el ámbito europeo. Además ACAB ha sido o está siendo utilizado en instalaciones internacionales de fusión como NIF [14], ITER, EFDA, Eurofusion. El algoritmo numérico que utiliza ACAB es el mismo que el del código ORIGEN [15], en el cual se basa.

2.4 Acoplamiento transporte-activación

El acoplamiento transporte-activación en su forma más general consta de dos procesos de acople. El primero es el acoplamiento que va desde el código de transporte al de activación donde se transfiere el flujo de partículas que induce la activación, en nuestro caso neutrones. Mientras que el segundo es el acoplamiento que va del código de activación al de transporte donde se transfiere la fuente de fotones residuales debido al decaimiento de los materiales activados. Dependiendo del tipo análisis a realizar sólo estará presente el primero, cuando la función respuesta buscada sea una asociada al cálculo de activación (típicamente índices de residuos, actividad, calor residual o dosis de contacto), o ambos, si la función respuesta está asociada al campo de radiación residual (típicamente algún tipo de dosis). Al método de análisis que consta de ambos procesos de acoplamiento se le ha venido a llamar R2S [16] (Rigorous-two-Step) donde los dos pasos están referidos a la necesidad de realizar dos cálculos de transporte frente al método D1S [17] (Direct-one-Step) que sólo necesita uno y que se comentará más adelante.

El acoplamiento desde el código de transporte al de activación se puede realizar de dos maneras atendiendo a las dos formas, por celda y por malla, que tiene el de transporte de obtener el flujo¹⁶. El uso de celdas tiene el problema de que muchas veces la resolución espacial obtenida para el flujo dista mucho de ser adecuada ya que depende de la disposición de las celdas, que muchas veces atiende a criterios diferentes de los de dosis residual. Por otra parte las celdas tienen la ventaja de tener asociadas un único material mientras que los voxels de la malla, al estar superpuestos a la geometría, pueden

¹⁶ Obviando el uso de detectores puntuales.

tener asociado más de uno. La ventaja de las mallas es que se puede obtener una gran resolución espacial para el flujo y en consecuencia para la fuente residual independientemente de la disposición de las celdas. Sin embargo la aproximación en malla incrementa de manera notable el esfuerzo computacional a realizar. Esto, por un lado, se debe a que la obtención del flujo con buena resolución espacial y energética demanda mucho tiempo de cálculo y requiere una gran cantidad de memoria RAM y, por otro lado, a la resolución de un número elevado los casos¹⁷ de activación. Todo esto en conjunto hace que sea imprescindible disponer de acceso a supercomputadoras que permitan correr en paralelo ambos tipos de cálculo en un tiempo razonable.

En esta tesis se han usado los dos tipos de acoplamiento dependiendo del tipo de análisis que se ha realizado. Para los análisis de residuos se ha utilizado el acoplamiento en celda por medio de la herramienta MC2ACAB [18] a la cual se ha dedicado el apartado 2.4.1. En el caso de análisis de dosis residuales se ha utilizado el método R2S basado en malla con la herramienta R2SUNED a cuyo desarrollo y verificación está dedicado el Capítulo 3. Para terminar esta sección en el apartado 2.4.2 analizaremos las principales diferencias que hay entre las dos aproximaciones actualmente más utilizadas para los análisis de dosis residuales: R2S y D1S.

2.4.1 Acoplamiento basado en celda: MC2ACAB

El código MC2ACAB es una actualización del código TARTREAD [19] que acoplaba la salida del código TART con la entrada del ACAB 1995 desarrollado en el Laboratorio Nacional Lawrence Livermore (LLNL) de EEUU por Jeff Latkowsky. El objetivo principal de esta herramienta es automatizar el proceso entre la salida del código de transporte y la generación de los inputs de ACAB. La principal virtud de este código es que permite la realización de cálculos masivos de activación de una manera automática acortando de manera muy significativa el tiempo de usuario requerido.

El código funciona leyendo los flujos de MCNP de las celdas que se quieren activar y luego genera la entrada de ACAB correspondiente. El código también permite promediar flujos para realizar un solo cálculo en vez de uno por celda, esta característica es muy útil cuando una división de celdas en MCNP tiene sentido para el transporte, como puede ser

¹⁷ El número de casos en varias aplicaciones de ITER y DEMO han llegado a alcanzar las decenas de miles.

Capítulo 2 Metodología

el caso de la aplicación de técnicas de reducción de varianza, pero para la activación no merece la pena realizar un cálculo por celda sino uno promedio. El programa conserva del original la capacidad de generar los tiempos de irradiación y enfriamiento y los materiales o leer ambos datos desde librerías externas.

La actualización realizada ha consistido en dos etapas:

- 1) Adaptar el programa para el código de transporte MCNP en vez del TART en las versiones MCNP 5 y MCNPX 2.6.
- 2) Actualizar la generación del input de ACAB a la versión del 2008.

Finalmente cabe destacar que es en el desarrollo de la primera etapa donde se ha centrado la labor principal del autor.

2.4.2 Cálculo de dosis residual: R2S frente a D1S

En este apartado se discuten los dos métodos actualmente más utilizados para los análisis de dosis residual en reactores FCM, el R2S [16][20][21] y el D1S [17][22]. Ambos métodos utilizan como código de transporte un código MC, en este caso MCNP. A diferencia del método R2S, donde es necesario un código de activación para determinar la fuente residual que luego se transporta en un segundo cálculo de transporte, el D1S transporta los fotones de decaimiento en el mismo cálculo de transporte que los neutrones. Para ello en el método D1S es necesario modificar los datos nucleares para añadir los fotones de decaimiento en las reacciones donde se van a producir estos fotones. En el método D1S además es necesario determinar, habitualmente por medio de un código de activación, unos factores de corrección que del escenario de irradiación, del tiempo de enfriamiento, del nucleído y de la reacción, para poder calcular la tasa de dosis de forma correcta.

Las principales ventajas del método D1S son que la resolución espacial y energética es la misma que en el método MC (ya que los fotones residuales se producen dónde y a la energía que los neutrones interaccionan) y la velocidad (ya que se ahorra un cálculo de transporte y no tiene que usar mallas que ralentizan bastante el cálculo). La principal desventaja de este método es que solo tienen en cuenta fotones de producción directa, lo que provoca que no sea fiable a tiempos largos de irradiación y flujos intensos, y tanto los

factores de conversión como el análisis de las reacciones críticas son dependientes del problema a tratar [22].

En el caso del método R2S las principales ventajas son que aborda el cálculo de forma automática independientemente del problema incluyendo todas las reacciones de activación y todas las cadenas sin tener que preocuparse del tiempo requerido ni de la intensidad del flujo. Las principales desventajas son que los cálculos transporte-activación-transporte son muy exigentes computacionalmente y más si se necesitan obtener flujos con mucha resolución espacial, que suelen exigir mallas muy grandes que ralentizan el cálculo necesitando muchos recursos de hardware.

Finalmente, se puede concluir que ambos métodos en cierto modo se complementan y dependiendo del problema a tratar el uso de uno u otro puede ser más conveniente. En este sentido está claro que si los isótopos críticos provienen de reacción directa (o casi directa) el método D1S puede ser muy interesante dada su velocidad y gran resolución espacial y energética. En este sentido, el uso del D1S es especialmente práctico cuando se necesitan análisis repetitivos por pequeñas modificaciones de diseño para una aplicación en la que se sepa que el D1S estima de forma correcta la dosis, lo que implica tener todas las librerías para los isótopos críticos. Mientras con el R2S se pueden abordar todo tipo de problemas sin preocuparse de cuáles son los isótopos críticos, el tiempo de enfriamiento y el nivel de flujo lo que permite abordar los problemas de forma directa.

2.5 Esquema computacional

El objetivo de este apartado es describir el procedimiento de cálculo completo que se ha seguido durante la tesis especificando de forma detallada las herramientas utilizadas en cada paso y su interconexión entre ellas. Para cumplir este objetivo se ha elaborado el esquema que se muestra en la Fig. 2-2. Como se observa se han dividido las etapas en tres, pre-proceso, cálculos y resultados o post-proceso, que serán descritas en más detalle en los siguientes apartados. En cada etapa los nombres de las herramientas utilizadas se han remarcado usando letra cursiva en negrita.

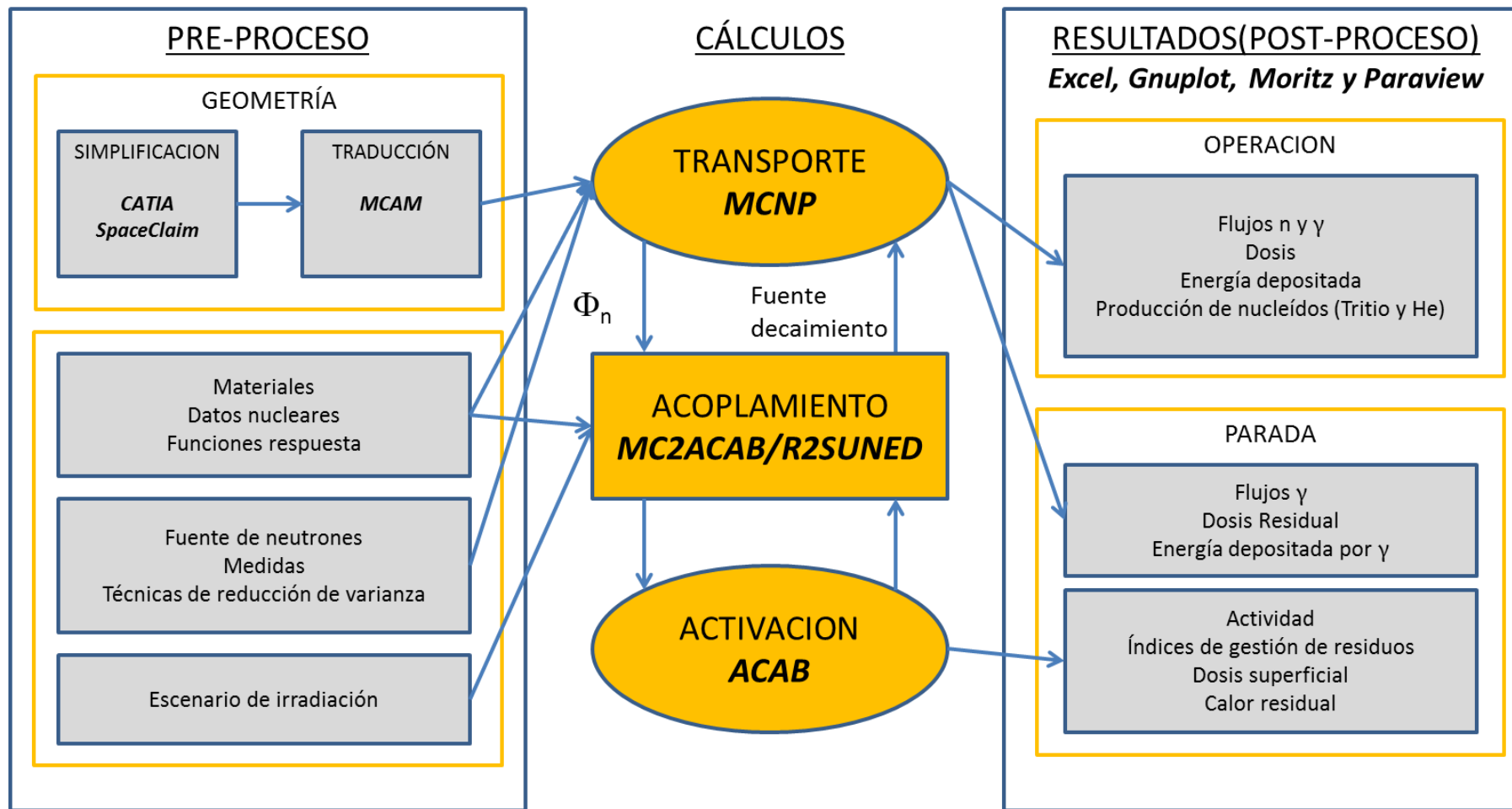


Fig. 2-2 Esquema computacional.

2.5.1 Pre-proceso

En esta etapa se preparan o seleccionan los inputs necesarios para los cálculos de transporte (MCNP) y activación (ACAB). Para ambos tipos de cálculos es necesario definir los materiales, los datos nucleares y las funciones respuesta a calcular. Además en el caso de transporte se ha de definir la geometría, la fuente de radiación (neutrones o fotones en nuestro caso), el tipo de medidas que se quieren utilizar y, en el caso de que sea necesario, técnicas de reducción de varianza. Los códigos utilizados para trabajar con la geometría han sido: i) CATIA y SpaceClaim para simplificar y ii) MCAM para traducir. En el caso de activación sólo quedaría por definir el escenario de irradiación y las funciones respuesta que se quieren calcular.

2.5.2 Cálculos

Esta etapa básicamente ha sido ya descrita en las secciones precedentes. Aquí solo diremos que, como muestra el esquema, el cálculo de transporte genera el flujo que luego es utilizado por el cálculo de activación que a su vez genera la fuente de fotones residuales para el segundo cálculo de transporte. El interfaz que comunica ambos cálculos son las herramientas MC2ACAB y R2SUNED.

2.5.3 Resultados o Post-proceso

En esta etapa se analizan los datos obtenidos tanto en los cálculos de transporte como en los de activación. Como se ve en el esquema hay unas funciones respuesta asociadas a la operación del reactor y que se extraen del primer cálculo de transporte y otras asociadas a la parada del reactor que se extraen o, directamente del cálculo de activación, o del transporte de las γ de decaimiento (segundo caso de transporte). En el caso del tratamiento de los datos obtenidos se ha optado por el uso de scripts en el caso de tareas muy repetitivas o de Excel para casos concretos. Para generar las gráficas se han utilizado Excel y Gnuplot [23], mientras que en el caso de mapas de dosis se ha optado por Moritz [24] y Paraview [25]. Moritz es un código comercial especialmente diseñado para leer salidas de MCNP lo que implica que no es necesario ningún trabajo de post-proceso. Por otro lado, Paraview es un código libre orientado a las salidas de los códigos de fluido-dinámica cuyo uso se ha extendido en los últimos años al ámbito de los análisis nucleares.

Capítulo 2 Metodología

Este código necesita post-procesar las salidas de MCNP para ponerlas en el formato VTK que es el formato nativo de este programa. A pesar de esto, la razón que motiva el uso de Paraview es que los gráficos que se pueden obtener son mucho más elaborados que con Moritz lo que además facilita el análisis de los resultados.

2.6 Conclusiones

En este capítulo se ha descrito de metodología propuesta y aplicada a lo largo de la tesis para el análisis de reactores FCM tanto durante su operación como su parada. Especial atención se ha dedicado a aquellos aspectos de los cálculos de transporte y activación que se han considerado más relevantes para el seguimiento de la tesis.

En lo que respecta al transporte se ha visto cómo se puede trabajar con modelos geométricos complejos definidos en alguno de los formatos CAD para luego ser traducidos al formato del código de transporte. Este paso ahorra mucho tiempo por parte del usuario siendo actualmente posible enfrentarse a modelos que anteriormente eran impracticables. Sin embargo, el proceso de traducción entre formatos tiene todavía algunas carencias estando lejos de ser completamente automático lo que hace todavía necesario correcciones manuales que exigen experiencia por parte del usuario. En lo que se refiere al cálculo en si hemos visto que, en este tipo de instalaciones, es muy exigente desde el punto de vista computacional siendo necesario técnicas de RV y supercomputadoras para llevarlos a cabo. Estas exigencias se acentúan en el caso de los cálculos de dosis residual, que requieren del acoplamiento transporte-activación, ya que la resolución espacial y energética que se requiere en el flujo de neutrones más la activación de cada voxel hace de este tipo de análisis todo un reto desde el punto de vista computacional.

Para terminar este capítulo vamos a comentar algunos de los aspectos que no se han tratado dentro de esta metodología pero que actualmente son de interés en el análisis nuclear de FCM.

Uno de los temas más relevantes en los que actualmente se está trabajando es la propagación de incertidumbres en el caso de los cálculos de dosis residual. En concreto, la cuestión que más preocupa de este tema es como se propagan las incertidumbres que se obtienen en el cálculo del flujo de neutrones a la dosis final en los esquemas de

acoplamiento transporte-activación. Este es un tema completamente abierto en el cual estamos trabajando dentro del grupo de investigación de la UNED siendo líderes de una tarea dentro de Eurofusion encargada de proponer un método para llevar a cabo esta propagación.

Otro de los temas importantes, que se ha comentado de pasada en el punto dedicado a las técnicas de RV, es la RV global. Estas técnicas de RV son especialmente útiles para aquellos casos donde se necesita una buena resolución espacial del flujo de neutrones en zonas extensas de una instalación por lo que juegan un papel fundamental en muchos análisis de dosis residual. A este respecto, como ya se comentó, hay varias líneas que se están siguiendo siendo las más importantes las que tratan de generar mapas de pesos de forma tal que permitan mantener la población y es uno de los temas más activo de investigación.

2.7 Referencias

- [1] M.B. Chadwick et al “ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology” Nuclear Data Sheets, Vol. 107, 12, Diciembre 2006, pp. 2931-3060.
- [2] A. Santamarina, D. Bernard y Y. Rugama “The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library” JEFF Report 22, ISBN 978-92-64-99074-6.
- [3] “FENDL-2.1 Fusion Evaluated Nuclear Data Library” Diciembre de 2014. URL: <https://www-nds.iaea.org/fendl21/>
- [4] R.A. Forrest, J. Kopecky, J.Ch. Sublet, The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section libraries, UKAEA FUS 535 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 decay data library, UKAEA FUS 537 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 biological, clearance and transport libraries, UKAEA FUS 538 (2007).
- [5] Team, X-5 Monte Carlo, “MCNP – A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5”
- [6] Y. Wu “CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation” Fusion Engineering and Design; 84 (2009) 1987-1992.
- [7] 3D CAD design software CATIA. Dassault Systemes. <http://www.3ds.com/products-services/catia/>

Capítulo 2 Metodología

- [8] 3D Direct Modeling Software for Engineering SpaceClaim.
<http://www.spaceclaim.com>
- [9] A. J. van Wijk, G. Van den Eynde, J. E. Hoogenboom “An easy to implement global variance reduction procedure for MCNP” *Annals of Nuclear Energy*, Vol 38, 2011, pp. 2496-2503.
- [10] J. C. Wagner, D. E. Peplow, S. W. Mosher “FW-CADIS Method for Global and Regional Variance Reduction of Monte Carlo Radiation Transport Calculations” *Nuclear Science and Engineering*, Vol 176, 2014, pp.37-57.
- [11] J. Sanz, O. Cabellos and N. García-Herranz ‘ACAB 2008: Activation Code V2008’, Nuclear Energy Agency NEA Data Bank. NEA-1839, (2008).
- [12] E. T. Cheng, R. A. Forrest, A. B. Pashchenko “Report on the second international activation calculation benchmark comparison study” *International Nuclear Data Committee-INDC (NDS)-300, TSIR-21*, 1994.
- [13] R. A. Forrest et al., “FISPACT 2007 user manual,” UKAEA FUS 534 report (March 2007).
- [14] J. F. Latkowsky “Neutron activation of the NIF final optics assemblies and their effect upon occupational doses” PREPRINT UCRL-JC-129515 Lawrence Livermore National Laboratory, July 23 1998. Presented in 1998 American Nuclear Society Annual Meeting, Nashville, Tennessee.
- [15] A. G. Croff “A User’s Manual for the ORIGEN2 computer code” ONRL /TM-7175, 1980.
- [16] Y. Cheng, U. Fischer “Rigorous MCNP based shutdown dose rate calculations and applications to ITER” *Fusion Engineering and Design*, vol 63/64, 2002, p. 107-114.
- [17] D. Valenza, H. Iida, R. Plenteda, R. T. Santoro “Proposal of shutdown dose estimation method by Monte Carlo code” *Fusion Engineering and Design*, vol 55, 2001, p. 411-418.
- [18] D. LÓPEZ and J. P. CATALÁN “MC2ACAB: User’s manual V. 2010” UNED, TECF3IR-GRAL-001, January 2010
- [19] J. Latkowsky “TARTREAD V1.0: User’s manual” Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-MA-122003, August 1995.
- [20] A. Davis, R. Pampin “Benchmarking the MCR2S system for high-resolution activation dose analysis in ITER” *Fusion Engineering and Design*, vol. 85, 2010, p. 87-92

- [21] A. Davis “Radiation Shielding of Fusion Systems” Ph. D. thesis, University of Birmingham, 2010.
- [22] L. Petrizzi, M. Angelone, P. Batistoni, U. Fischer, M. Loughlin, R. Villari “Benchmarking of Monte Carlo based shutdown dose rate calculations applied in fusion technology: Fromm the past experience a future proposal for JET 2005 operation” Fusion Engineering and Design, vol. 81, 2006, p. 1417-1423.
- [23] <http://www.gnuplot.info>
- [24] K. A. Van Ripper. Moritz Geometry Tool. An Interactive Geometry Editor/Viewer for MCNP & MCNPX. White Rock Science.
- [25] <http://www.paraview.org>

Capítulo 3

Desarrollo y verificación del programa

R2SUNED

En este capítulo se presenta el desarrollo y la verificación de la herramienta R2SUNED dedicada al acoplamiento transporte-activación para el cálculo de funciones respuesta asociadas al campo de fotones provenientes del decaimiento de los materiales que tras irradiación, habitualmente neutrónica, han sido activados. En este capítulo y durante toda la tesis la función repuesta a la que prestaremos atención es la tasa de dosis residual, tanto biológica como la absorbida en materiales relevantes, para las diferentes actividades que se pueden dar en una instalación nuclear. Como se comentó en la sección 2.4 del capítulo anterior en la actualidad existen varias herramientas que cumplen con este objetivo pudiéndose dividir estas en sistemas R2S o D1S dependiendo del método que utilicen. Con esta situación lo primero es, por lo tanto, justificar la necesidad del desarrollo de una nueva herramienta que se sume a las existentes.

La primera razón que justifica el desarrollo de una herramienta de este tipo es que no existían herramientas disponibles para la evaluación de la dosis residual, que actualmente es una necesidad para una adecuada caracterización del reactor durante su parada. Otra razón a tener en cuenta es que, dada la tendencia actual de los análisis de activación y teniendo en cuenta la condición de desarrollador de ACAB que ostenta el grupo de la UNED, el desarrollo de una herramienta basada en el método R2S con ACAB era un paso estratégico casi obligado para mantener actualizada su funcionalidad y aumentar su visibilidad.

La primera razón justifica de por sí el desarrollo de la herramienta, habida cuenta de la gran presencia que ahora mismo tienen los cálculos de dosis residual en los análisis

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

nucleares que se requieren desde ITER IO y F4E. La segunda es importante porque de entrada da preferencia, más allá de otras razones técnicas, al método R2S frente al D1S. Esto se debe, por un lado, al hecho de que ser desarrolladores nos permite modificar el código a conveniencia para adaptarlo a los requerimientos del método, y por otro, a la posibilidad de obtener resultados de activación (más allá de la dosis residual) con una buena resolución espacial. A todo esto hay que añadir que otros códigos de activación, como FISPACK [1] y ALARA [2][3], han desarrollado sus propias herramientas R2S y, por consiguiente, no desarrollar una para ACAB habría supuesto una carencia significativa a corto o medio plazo.

Este capítulo se divide en dos partes principales:

1. Desarrollo de la herramienta R2SUNED donde se tratará el esquema general de la herramienta describiendo en detalle cada componente del programa.
2. Verificación de la herramienta donde se presentarán los resultados obtenidos en dos ejercicios de benchmarking realizados. Uno de los ejercicios está relacionado con ITER y otro está relacionado con DEMO dentro del marco de EFDA.

Por último, hay que destacar que el desarrollo de esta herramienta ha tenido lugar dentro del grupo de la UNED. El autor ha estado involucrado en el desarrollo del esquema general de la herramienta y su contribución particular se ha centrado, por un lado, en el desarrollo de los scripts de Python que acoplan MCNP con ACAB y gestionan el proceso de activación, y por otro lado, en la aplicación (EFDA y TECNO_FUS) y verificación de la herramienta en los dos ejercicios de validación descritos en la sección 3.2.

3.1 Desarrollo de R2SUNED

En esta sección se describen en detalle los principales módulos que forman la herramienta R2SUNED. Esta herramienta está basada en el método R2S en malla y usa una aproximación que, como se irá viendo a lo largo de esta sección, es novedosa en varios aspectos. Las principales características de esta herramienta son las siguientes:

- I. El uso de una versión extendida de MCNP, en la cual se ha implementado un nuevo formato para el fichero ‘meshtal’ que proporciona la información necesaria

para llevar a cabo la activación de cada voxel de la malla. En esta modificación de las capacidades de malla se ha tenido que añadir funcionalidad a la versión original, principalmente la determinación de la fracción volumétrica de las celdas dentro de cada voxel y la capacidad de obtener flujos separados para cada parte de celda que hay dentro del voxel. Estos temas se tratarán en detalle en el punto 3.1.2.

- II. El proceso de activación automatizado de cada voxel de la malla través de scripts programados en el lenguaje Python que permiten filtrar los componentes que se quieren activar (punto 3.1.3).
- III. Por último el proceso de emisión y transporte de los fotones. La fuente secundaria proveniente de los fotones de decaimiento es generada por otro script en Python. Este script selecciona el tiempo de enfriamiento deseado de entre todos los tiempos calculados durante el cálculo de activación. Para utilizar esta fuente en el código MCNP se ha desarrollado una subrutina que permite emitir fotones con discriminación espacial dentro de cada voxel lo cual nos permite tener una intensidad y un espectro de fotones para cada celda que se encuentra en él (este proceso será detallado en el punto 3.1.4).

3.1.1 Diagrama de flujo

Antes de describir en detalle los diferentes módulos de R2SUNED vamos a mostrar la estructura general que sigue el programa mediante su diagrama de flujo Fig. 3-1. En este diagrama se muestra el esquema de funcionamiento del programa cuyas etapas principales son:

1. Cálculo de transporte para obtener la distribución espacial del flujo de neutrones donde los valores del flujo han sido ordenados según un nuevo formato en el fichero de salida de MCNP 'meshtal'.
2. Activación de los componentes seleccionados mediante un script programado en lenguaje Python [4] cuya función es preparar los inputs del código de activación ACAB y otro que se encarga de correrlos en paralelo. La activación se realiza de forma separada para cada celda que está en el voxel pero dentro de una misma ejecución de ACAB. Para confeccionar estos inputs es necesario incluir como entradas al script la composición de los materiales y el escenario de irradiación,

como es usual en cualquier cálculo de activación. Además, este script permite seleccionar las celdas a activar. Finalmente la salida del cálculo de activación se escribe en un fichero en el cual se guardan todos los tiempos de enfriamiento usados en el input de ACAB.

3. Obtención de la fuente de decaimiento utilizando otro script, de nuevo en Python, que utiliza las fuentes residuales obtenidas en la etapa anterior para construir la fuente en un tiempo de enfriamiento determinado. Esta fuente finalmente se guarda en un fichero con el formato adecuado para la subrutina fuente.
4. Cálculo de transporte de los fotones residuales usando una subrutina fuente desarrollada para MCNP que hace uso de la fuente obtenida en la etapa anterior. En esta etapa se calculan las funciones respuesta asociadas al campo de radiación residual.

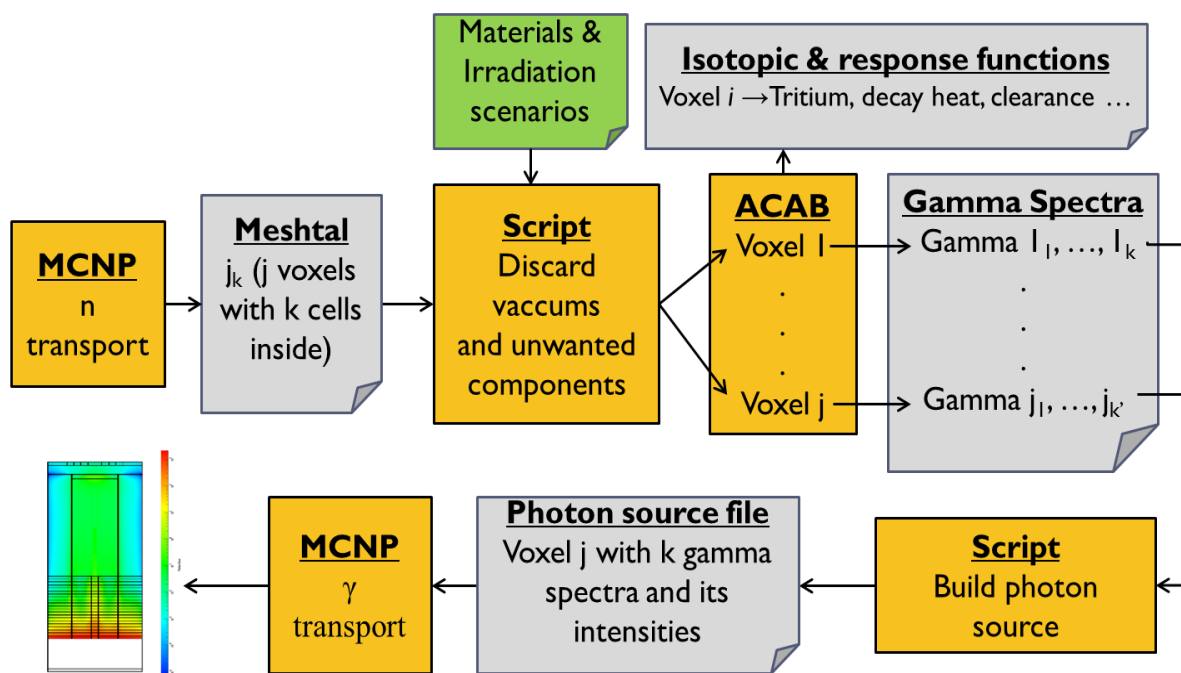


Fig. 3-1 Diagrama de flujo de la herramienta R2SUNED

Una vez descrito el diagrama de flujo vamos a profundizar en aquellos aspectos de la herramienta que son más relevantes. En concreto en los próximos puntos trataremos la extensión de MCNP, el proceso de activación incluyendo la formación de la fuente de fotones y por último en la emisión de los fotones residuales para su transporte.

3.1.2 Extensión de MCNP

La extensión del programa R2SUNED se basa en una extensión del código MCNP5 (versión 1.6). Antes de continuar, se quiere destacar que en esta sección consideramos extensión del código a la modificación del mismo excluyendo el desarrollo de la subrutina fuente, ya que esta capacidad está contemplada como una funcionalidad más de MCNP¹⁸.

La extensión consiste en la introducción de un nuevo formato para el fichero ‘meshtal’ de MCNP que incluye toda la información necesaria para los cálculos de activación. Esta información está formada por:

- Posición y tamaño del voxel.
- Composición del voxel: porción de cada celda que hay en el interior del voxel (volumen relativo de cada porción de celda respecto al volumen del voxel).
- Flujo de neutrones (flujo medio o separado por celdas) con el error estadístico asociado.

El primer punto no supone nada nuevo a lo que MCNP ya era capaz de ofrecer mientras que los otros dos son capacidades nuevas que se describen más en detalle en las secciones 3.1.2.1 y 3.1.2.2.

Respecto al punto 2, hay que destacar que esta extensión de MCNP ha supuesto una mejora con respecto a las otras herramientas similares (MC2R2S [5][6] y R2SMesh¹⁹ [7]) que obtienen esta información sin modificar el código fuente a través de la funcionalidad ‘ptrac’ de MCNP. Este procedimiento necesita de un pre-proceso para cada caso que se quiera ejecutar, en nuestra aproximación este pre-proceso no es necesario, lo que permite un uso más automático y transparente de la herramienta al usuario. Este último punto hace que esta aproximación sea menos propensa a los errores por parte del usuario ya que elimina el número de etapas en las que este tiene que intervenir.

¹⁸ Aunque esta consideración no es del todo exacta ya que la forma en que actualmente trabaja la subrutina fuente del R2SUNED necesita de modificaciones en el código fuente de MCNP pero por razones de claridad en la exposición se ha mantenido esta consideración.

¹⁹ En la actualidad el código R2SMesh ha optado por una aproximación similar a la de R2SUNED pero en el momento del desarrollo de este usaba la funcionalidad ‘ptrac’. Aquí se ha optado por mantener la situación que nos encontramos a la hora de desarrollar R2SUNED porque es más fidedigna con la realidad.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

Los parámetros necesarios para esta nueva extensión de MCNP se pasan al código a través del vector de enteros 'idum' ya definido en MCNP para uso de los desarrolladores. Además se ha añadido nuevos valores, 'onef' y 'mltf', a la variable 'out' de la tarjeta 'FMESH' para llamar a este nuevo formato. El valor 'onef' devuelve al usuario el valor promediado del flujo en un voxel, mientras, el valor 'mltf' separa el flujo para cada celda del voxel. Es importante resaltar que no se ha encontrado ninguna incompatibilidad entre estos nuevos desarrollos y las funcionalidades ya existentes en MCNP con lo cual todas ellas se mantienen.

3.1.2.1 Obtención de la estructura de celdas

Antes de empezar a describir el proceso de obtención de la estructura de celdas que hay en cada voxel merece la pena hacer una matización que simplificará explicaciones posteriores: de ahora en adelante *cuando digamos las celdas de un voxel nos estaremos refiriendo a las porciones de la celdas que están dentro de él a no ser que se especifique lo contrario.*

Para la activación de cada voxel de la malla necesitamos conocer que celdas se encuentran en él y cuál es su volumen. Para obtener esta información R2SUNED muestrea espacialmente cada voxel con un número de puntos definido por el usuario. A cada punto muestreado se le asocia la celda que lo contiene. El volumen relativo de cada celda es el ratio entre el número de puntos muestreados para una celda y el número total de puntos. Para este proceso de muestreo se han implementado dos métodos (Fig. 3-2):

- Retícula regular: el voxel se subdivide en una retícula regular con puntos equidistantes que son fijados en el input de MCNP y que siguen las direcciones de la malla.
- Muestreo aleatorio: para un número determinado de puntos se sigue un proceso de muestreo aleatorio. Cada uno de estos puntos se identifica con la celda a la que pertenece y la frecuencia relativa con la que aparecen es igual al volumen relativo que ocupan en la celda.

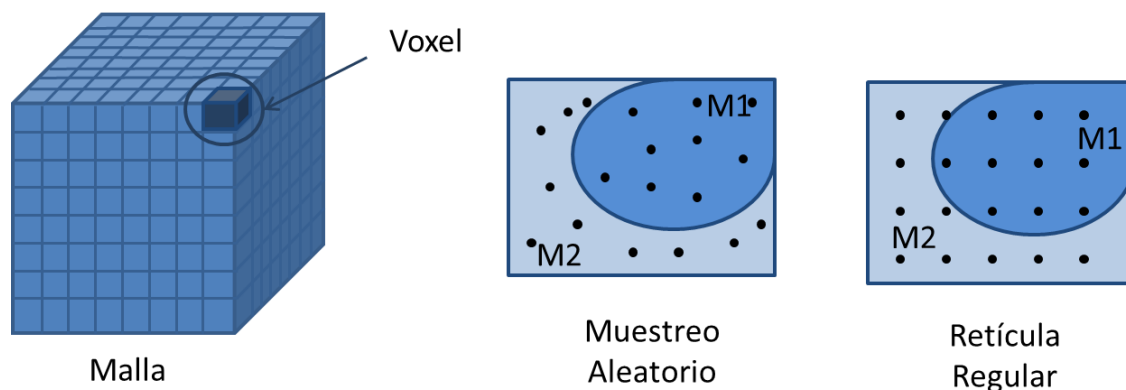


Fig. 3-2 Métodos de obtención del volumen relativo de las celdas dentro de un voxel.

3.1.2.2 Obtención de los flujos neutrónicos

Los flujos neutrónicos (o de cualquier otra partícula que produzca activación) se han de obtener con una resolución espacial y energética adecuada al problema a tratar. La resolución espacial se consigue con la aproximación en malla mientras que la segunda requiere dividir el flujo en diferentes grupos de energía. En este sentido ACAB además de utilizar los formatos estándar, como pueda ser la estructura de grupos de las diferentes VitaminJ, permite utilizar cualquier estructura que el usuario considere adecuada al problema.

Hay dos formas de obtener los flujos de neutrones en R2SUNED. La primera forma es la usual de la salida estándar de MCNP que proporciona el flujo medio en cada voxel de la malla y es la única utilizada por el resto de sistemas R2S. La segunda forma, como se muestra en la Fig. 3-3, consiste en obtener el flujo de forma separada para aquellas celdas que están dentro del voxel. Esta segunda forma proporciona más información de cómo está distribuido el flujo dentro del voxel y evita la sobrestimación del flujo que se produce al calcular el flujo medio entre celdas que presentan grandes gradientes de flujo entre sí. Este problema tiene lugar sobre todo cuando hay huecos y penetraciones donde el flujo de neutrones es muy alto en relación al flujo de las otras celdas que hay dentro del voxel provocando que el flujo medio sobrevalore la activación de estas últimas.

Es digno de mención que la segunda forma de obtener los flujos es en la actualidad exclusiva del sistema R2SUNED. Esta capacidad hace que la malla superpuesta se convierta en una malla adaptada a la geometría haciendo que a la hora de dimensionar la malla tengamos que considerar sólo la distribución espacial de flujo evitando el tener que

usar refinamientos adicionales para solventar problemas con las penetraciones y huecos. Esto es por tanto una clara ventaja competitiva respecto a las otras herramientas existentes.

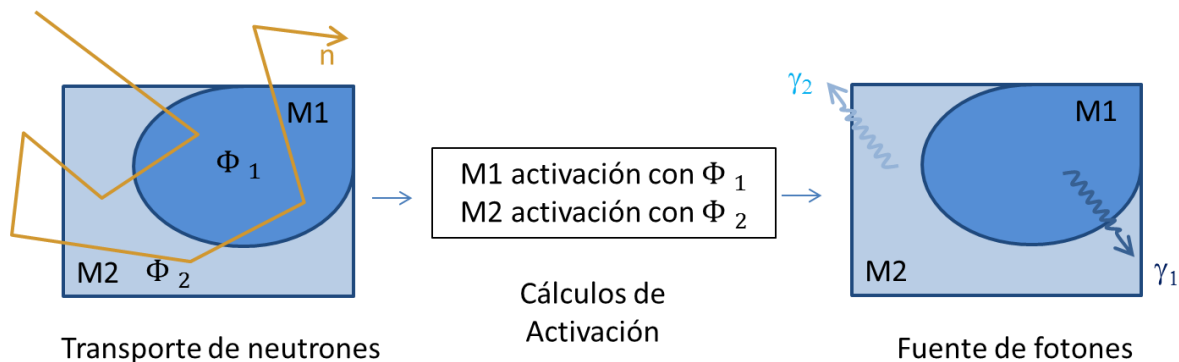


Fig. 3-3 Esquema de trabajo de la funcionalidad de flujos separados.

3.1.3 Activación

La activación de los diferentes voxels se realiza con el código ACAB. En cada caso de ACAB se activan todas las celdas que hay dentro del voxel por separado ya sea usando flujo medio o flujo separado. En ambos casos obtenemos un espectro y una intensidad, en general diferente, para cada celda y esta información se utiliza posteriormente en la emisión. Los datos de estos fotones de decaimiento se obtienen directamente de una salida de ACAB que se ha preparado expresamente para este tipo de cálculo donde están incluidos todos los tiempos de enfriamiento que hemos usado en el input de ACAB.

La generación de estos inputs se realiza con un script programado en el lenguaje Python y necesita como inputs la composición de los materiales y el escenario de irradiación, que se dan en forma de fichero externo. El hecho de usar un fichero externo para materiales en vez de usar la composición de los materiales de MCNP se debe a que habitualmente las composiciones para los cálculos de activación y los cálculos de transporte no coinciden. Este hecho se debe a que muchas impurezas que son relevantes para la activación son irrelevantes para el transporte o que se quiera activar un material diferente al que se ha utilizado durante el transporte porque se considera, a modo de aproximación, que el flujo se mantiene constante. Además, en la gestión de materiales se tiene en cuenta de forma completamente automática la capacidad de MCNP de trabajar con la misma definición de material con densidades diferentes.

Este script tiene además la propiedad de filtrar las celdas que se quieren activar para poder así seleccionar los diferentes componentes que se quieren activar. Esta funcionalidad es muy útil para los análisis donde se quiere identificar la contribución de cada componente activado a la función respuesta de interés o para aquellos donde se quiere extraer un componente a otro entorno para ver el campo de radiación que generaría²⁰.

En el proceso de activación se ha mantenido toda la funcionalidad de ACAB en el proceso de activación. En este sentido merece la pena mencionar que a diferencia de FISPACT, ACAB puede trabajar con diferentes definiciones de los grupos de energía para la fuente de fotones cuestión que se ha mantenido como entrada para el usuario. Este hecho reviste gran importancia, ya que si se tienen identificados los isótopos críticos para una función respuesta dada, caso que se da con mucha frecuencia, se pueden adaptar estos grupos a las líneas de emisión más importantes de estos.

Actualmente hay varias líneas abiertas de trabajo respecto a las capacidades del proceso de activación. Una de estas líneas está centrada en la posibilidad de obtener la distribución espacial de otras funciones respuesta asociadas a la activación más allá de la fuente residual. Esta capacidad permite análisis más refinados de la actividad, el calor residual y de los índices de gestión de residuos para los diferentes componentes de la instalación. Otra línea está dedicada a la posibilidad de obtener fuentes residuales separando la contribución de los isótopos más críticos. Esta capacidad es de gran utilidad para obtener la distribución espacial de cada isótopo viendo así qué isótopos son los más críticos en las diferentes zonas de la instalación.

3.1.4 Emisión de los fotones

Una vez se ha calculado la activación de todos los voxels otro script, de nuevo programado en Python, reconstruye la fuente de fotones para un tiempo determinado de los que previamente se han fijado en el input de ACAB. Esta fuente de fotones se guarda es un fichero de texto en formato ascii lo que permite un chequeo sencillo por parte del usuario. La información guardada en el fichero contiene el espectro de energía y la intensidad para cada celda dentro de cada voxel y, posteriormente, es leída por la subrutina fuente para iniciar el proceso de emisión.

²⁰ como por ejemplo en el caso de los componentes irradiados que se lleven a la 'hot cell'.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

En el proceso de emisión los fotones son emitidos de forma separada para cada celda de cada voxel siguiendo su espectro e intensidad siempre y cuando esta celda haya sido elegida en el filtro y no este vacía. Es decir, de las celdas que hay en un voxel sólo emitirán aquellas que han sido elegidas y no están vacías y lo harán con su propio espectro y una probabilidad proporcional a su intensidad.

El muestreo de la fuente se hace en dos pasos: el muestreo del voxel y el muestreo de las celdas dentro del voxel. Dos opciones de muestreo de los voxels que forman la fuente han sido implementadas en la herramienta. La primera opción consiste en que la intensidad de cada voxel marca la probabilidad con que la emite, es decir los que tengan más intensidad emitirán con mayor frecuencia a lo largo del proceso de muestreo. Mientras que la segunda opción consiste en que cada voxel tiene la misma probabilidad de emitir pero su peso se ajusta de forma adecuada a su intensidad. A esta última opción se la conoce como muestreo homogéneo. Las celdas dentro de cada voxel son muestreadas siguiendo un muestreo homogéneo, como el que acabamos de describir, donde a cada fotón se le asigna un peso que depende de la intensidad de la celda en la que nace.

La elección entre una u otra forma de muestreo depende del problema pudiendo ser útil cualquiera de las dos. Por ejemplo, en el caso de que estemos interesados en una dosis en una zona alejada de la fuente donde los neutrones han tenido que atravesar un gran número de componentes el muestreo homogéneo suele ser la opción más adecuada. Esto se debe a que, salvo en el caso de penetraciones muy significativas, los componentes que más van a contribuir a la dosis son aquellos están cerca de la zona de interés y estos materiales por norma general estarán mucho menos activados que los que están cerca de la fuente y por lo tanto tendrán una probabilidad de emisión baja en comparación con estos últimos. Situación que se invierte cuando la zona de interés está cerca de la fuente ya que aquí los componentes críticos serán los más activados y por tanto nos beneficiará la opción de muestreo donde los voxels más intensos tienen más probabilidad de emitir.

3.2 Verificación

3.2.1 Ejercicio de verificación computacional en ITER

El ejercicio computacional que se analiza en esta sección fue propuesto por M. Loughlin para ITER en el año 2010 con el objetivo de validar qué herramientas, de entre las existentes, podían ser susceptibles de utilizarse en los análisis de dosis residual en la instalación ITER. Este ejercicio simula una situación relevante para los análisis de ITER usando una geometría sencilla (con simetría cilíndrica), una fuente y un escenario de irradiación característicos de esta instalación (ver sección 3.2.1.1). Los participantes originales de este ejercicio fueron: ENEA con su sistema D1S, CCFE con MC2R2S, KIT (R2Smesh), ATTILA [8] y FDS [9]. Con el tiempo este ejercicio se ha convertido en el primer hito a cumplir para cualquier herramienta que quiera ser validada para el cálculo de dosis residual en ITER y, en la actualidad, es casi un requisito mínimo para poder optar a cualquier análisis dentro de F4E e ITER.

En nuestro caso tuvimos una primera aproximación a este ejercicio antes del verano de 2012 de una manera algo informal teniendo que obtener información a través de la literatura existente o de las presentaciones del 6th ITER neutronic meeting celebrado en Hefei. Esta situación llevo a que parte de las especificaciones no estuvieran totalmente definidas como fue el caso de la composición exacta de los materiales. Los resultados obtenidos fueron presentados en el ITER neutronic meeting que tuvo lugar en las instalaciones del CCFE (Culham Centre of Fusion Energy, Reino Unido) a principios de Julio de 2012. Al cabo de un tiempo pudimos conseguir las especificaciones bien definidas por medio de la agencia doméstica europea Fusion For Energy (F4E) para resolverlo de nuevo. Los resultados que se muestran en esta tesis corresponden a una última revisión de los cálculos realizados para F4E [10] que forman parte de un artículo bajo revisión sobre la herramienta R2SUNED [11].

Los resultados obtenidos para este ejercicio siguen el esquema que se describe a continuación: i) se resuelve el ejercicio de la forma más exacta que se ha podido realizar, para ello se ha utilizado una malla que se adaptada a la geometría gracias a que el código R2SUNED es capaz de trabajar en coordenadas cilíndricas y el ejercicio presenta simetría de este tipo (sección 3.2.1.2); y ii) se muestra una comparación entre la resolución de este ejercicio usando mallas cartesianas que no se adaptan a la geometría (flujo medio y flujo

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

separado) con mallas cilíndricas que se adaptan a la geometría para demostrar la aplicabilidad del desarrollo de flujos separados (sección 3.2.1.3).

El motivo de realizar esta última comparación es que, como ya se había referido en [7], este ejercicio presenta un problema de sobrevaloración de la dosis cuando se usaban mallas no adaptadas (en este caso mallas cartesianas) debido a una sobrevaloración del flujo de neutrones en las penetraciones que se localizan entre la última placa y el cilindro exterior. Esta sobrevaloración del flujo de neutrones es debida al uso de flujo medio en los voxels situados en esta región y por lo tanto este ejercicio representa un marco ideal para comprobar la aproximación de flujos separados con mallas no adaptadas (ver sección 3.1.2.2).

3.2.1.1 Descripción del ejercicio

El ejercicio propuesto por ITER como estándar para la comparación de herramientas de cálculo de la dosis residual consta de una geometría cilíndrica mostrada en Fig. 3-4. La fuente neutrónica es una placa cilíndrica de 10 cm de espesor que emite de manera isótropa. La estructura material está compuesta de:

- i. Un cilindro interior de acero y agua agujereado en el centro cuyas dimensiones se muestran en la Fig. 3-4 (color morado).
- ii. Un casquete cilíndrico exterior de acero. Entre el cilindro interior y el exterior hay un hueco de 2 cm.
- iii. Finalmente en la parte posterior hay una placa cilíndrica de acero que también tiene un hueco de 2 cm con el cilindro exterior.

Más allá de la estructura material se encuentra la zona de medida que consta de capas cilíndricas concéntricas cuyos radios son 15, 30 y 45 cm. El escenario de irradiación elegido es característico de ITER [13] y su definición se muestra en la Tabla 3-1.

Las funciones respuesta en las que se realiza la comparación son:

1. En la zona de medida se tiene que obtener la tasa de dosis biológica a 10^6 s (~12 días) de enfriamiento y el flujo de fotones en todas las celdas definidas en esta zona.

2. En la parte anterior y posterior del cilindro de acero y agua hay que obtener el flujo neutrónico.

Intensidad de la fuente (n/s)	Duración	Repeticiones
1.0714×10^{17}	2 años	1
8.25×10^{17}	10 años	1
0	0.667 años	1
1.6607×10^{18}	1.33 años	1
0	3920 s	17
2.0×10^{19}	400 s	
0	3920 s	4
2.8×10^{19}	400 s	

Tabla 3-1 Definición del escenario de irradiación

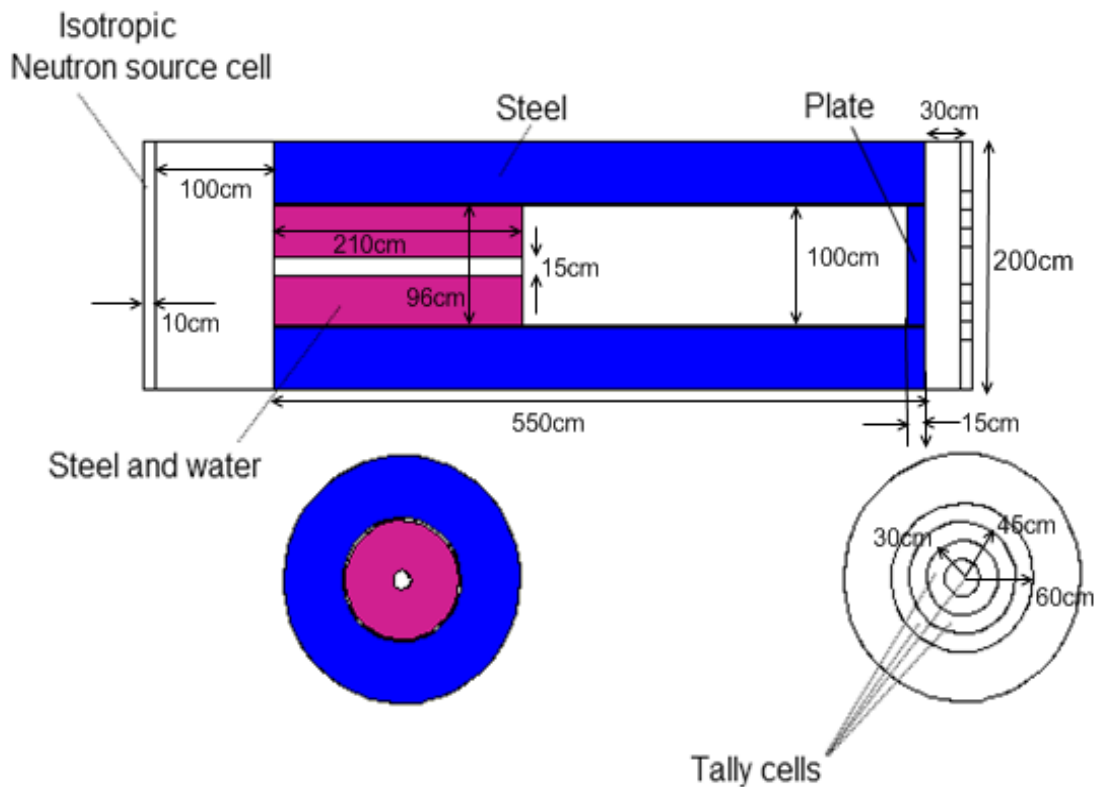


Fig. 3-4 Geometría del ejercicio propuesto por ITER

3.2.1.2 Ejercicio estándar de comparación de ITER

A. Flujo de neutrones

Dada la geometría del problema y teniendo en cuenta sus simetrías la mejor opción para solucionar este ejercicio pasa por la utilización de una malla cilíndrica que se adapte completamente a la geometría. Además, esta malla adaptada ha sido elegida de tal forma que cada voxel contenga un solo material. De esta forma conseguimos que los flujos de neutrones utilizados en la activación no estén nunca promediando entre varios materiales o un material y el vacío, evitando por tanto el problema de la sobrevaloración del flujo en las penetraciones. Las dimensiones de la malla utilizada son:

- Coordenada R :
 - ◆ de 0 a 7.5 cm, 2 intervalos,
 - ◆ de 7.5 a 48 cm, 8 intervalos,
 - ◆ de 48 a 50 cm, 1 intervalo,
 - ◆ de 50 a 100 cm, 10 intervalos.
- Coordenada Z :
 - ◆ de 0 a 545 cm, 109 intervalos,
 - ◆ de 545 a 549 cm, 2 intervalos,
 - ◆ de 549 a 550 cm, 1 intervalo.
- Coordenada θ :
 - ◆ 1 intervalo de 0° a 360° .

Todos los intervalos tienen alrededor de 5 cm. En la dirección Z en la parte posterior de la placa y del cilindro exterior (desde 545 a 550 cm) los voxels han sido refinados a tamaños de entre 2 y 1 cm. Este refinamiento se debe a que esta parte es la que más contribuye a la zona de medida de la dosis y por tanto se requiere una mayor resolución espacial.

El flujo de neutrones para las zonas seleccionadas en el ejercicio, la parte anterior y posterior del cilindro de acero y agua y la zona de medida exterior, ha sido evaluado usando una medida tipo F4²¹. El flujo medido en el cilindro de acero y agua se ha

²¹ El tipo de medida F4 de MCNP corresponde con el flujo medio para una celda o, en el caso de estar usando mallas, un voxel.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

calculado teniendo en cuenta los primeros (parte anterior) y los últimos (parte posterior) 5 cm y la parte central vacía no se ha tenido en cuenta. El flujo de neutrones en la zona de medida exterior ha sido calculado en la celda cuyo radio va desde 45 a 65 cm.

En el cálculo de Monte Carlo se han utilizado $2 \cdot 10^9$ historias. La fuente de neutrones se ha sesgado para que tenga en cuenta solo aquellos cuya dirección apunta hacia el cilindro usando las opciones de sesgado (biasing) del MCNP.

En la Fig. 3-5 y Fig. 3-6 se muestran los flujos de neutrones calculados para este ejercicio. La Fig. 3-5 muestra el espectro energético del flujo en las tres localizaciones y usando la estructura de grupos de energía definida en las especificaciones. En la Fig. 3-6 se muestra la distribución espacial del flujo de neutrones en toda la geometría del problema usando la misma malla que se define arriba.

B. Flujo de fotones, tasas de dosis en parada y fuente de fotones

El flujo de fotones calculado se muestra en la Fig. 3-7. La tasa de dosis biológica a 10^6 s de enfriamiento en las zonas de medida y su distribución espacial se muestran en la Fig. 3-8 y Fig. 3-9 respectivamente. La distribución espacial de la fuente de fotones se muestra en la Fig. 3-10.

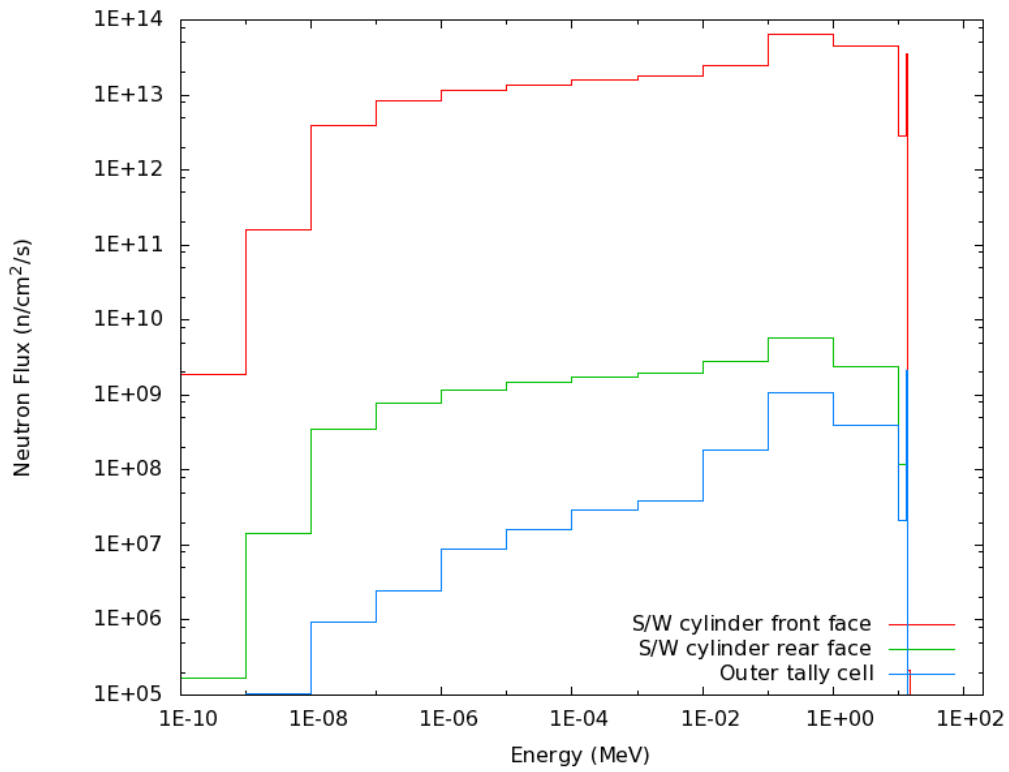


Fig. 3-5 Flujo de neutrones en las zonas seleccionadas.

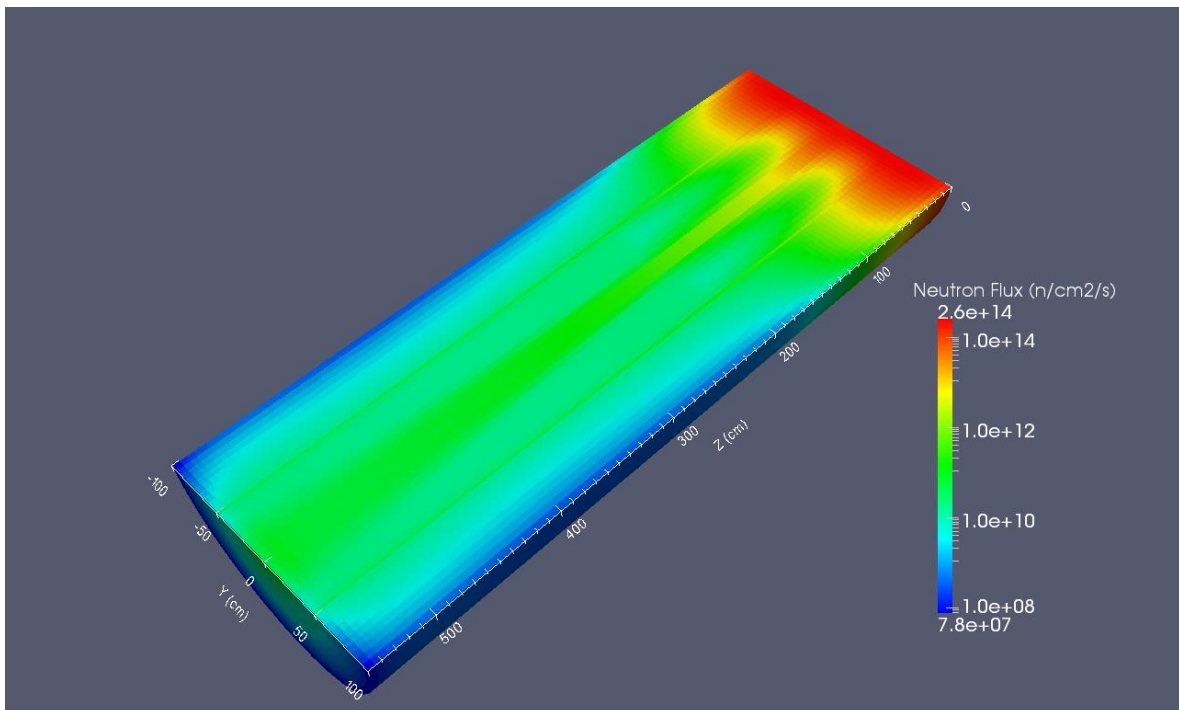


Fig. 3-6 Distribución espacial del flujo de neutrones.

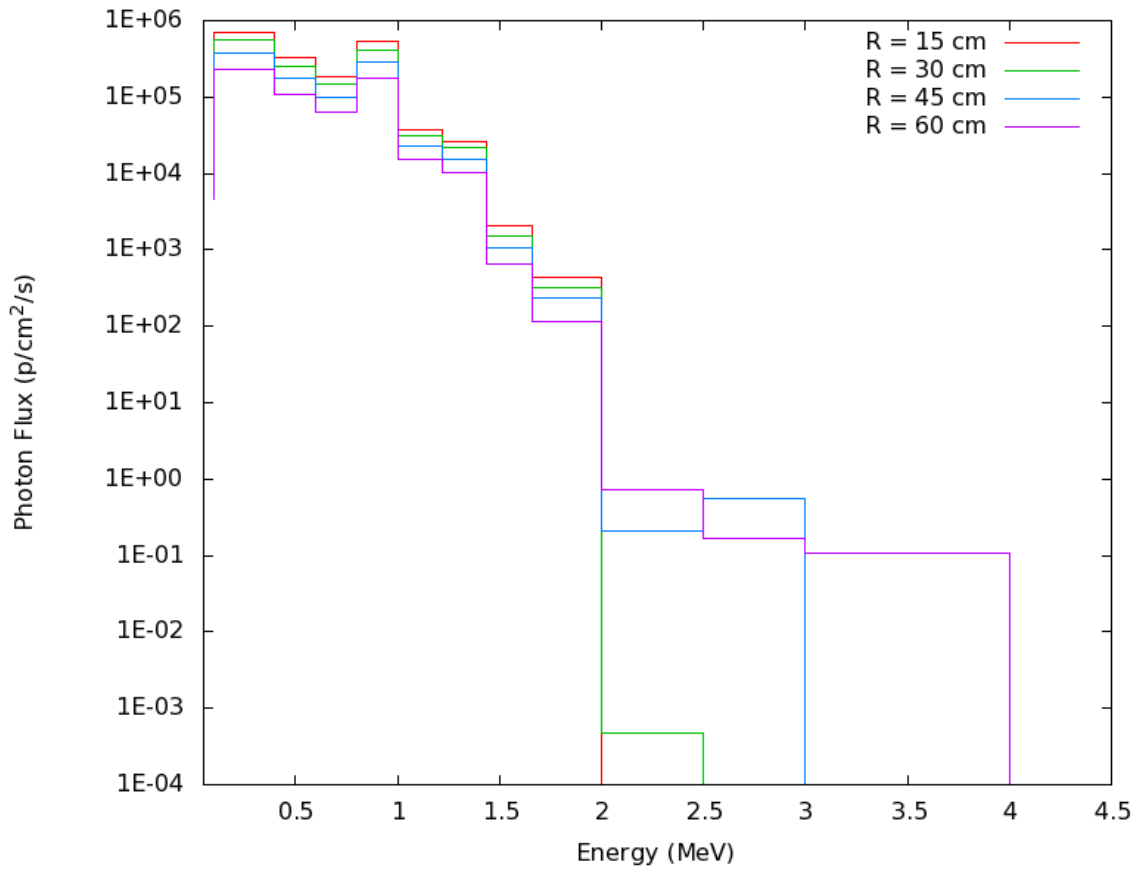


Fig. 3-7 Flujo de fotones en la zona de medida

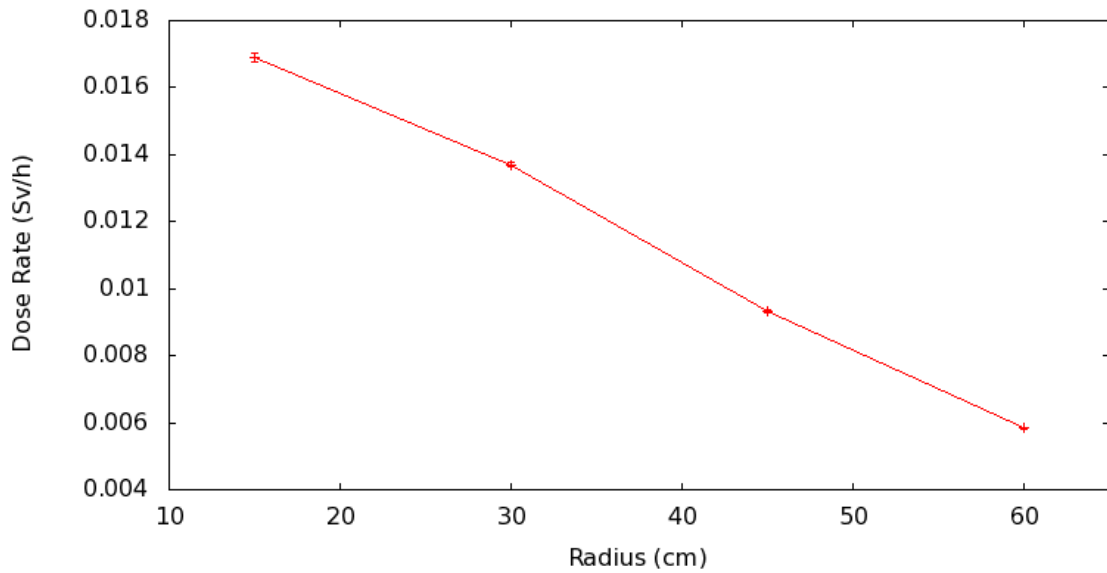


Fig. 3-8 Tasa de dosis biológica 10⁶ s después de la parada.

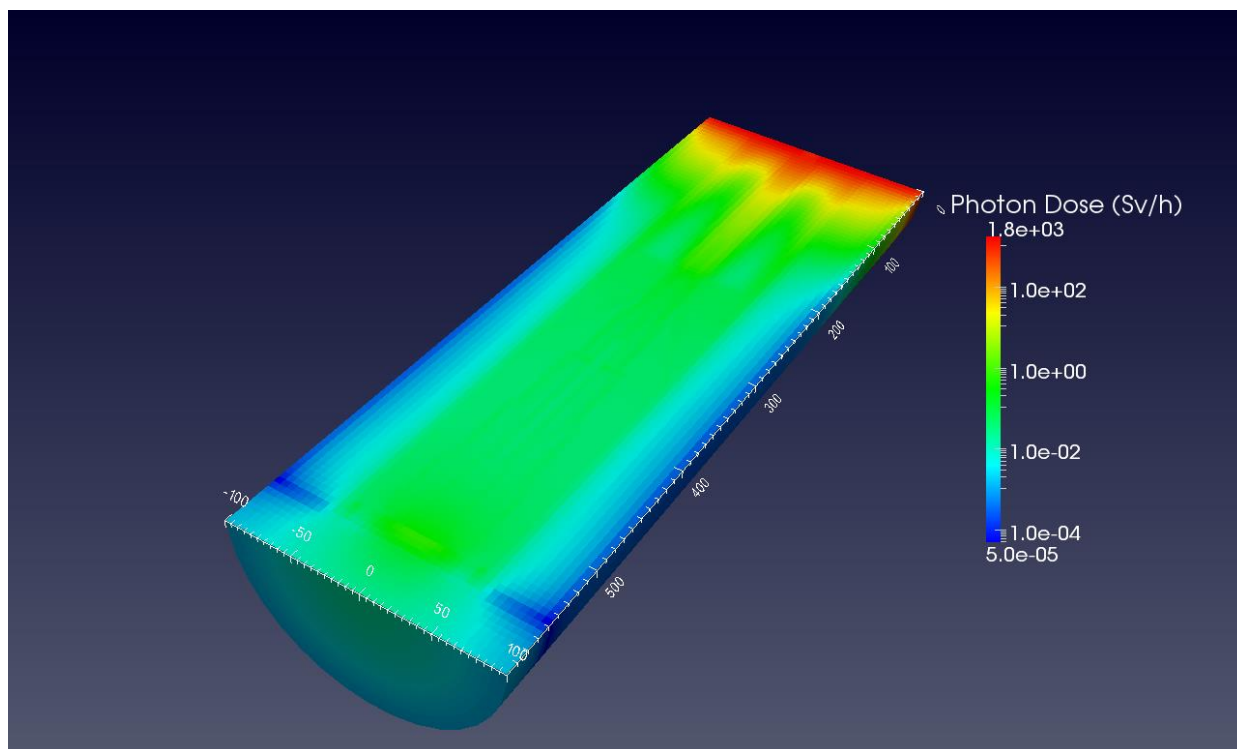


Fig. 3-9 distribución espacial de la tasa de dosis biológica.

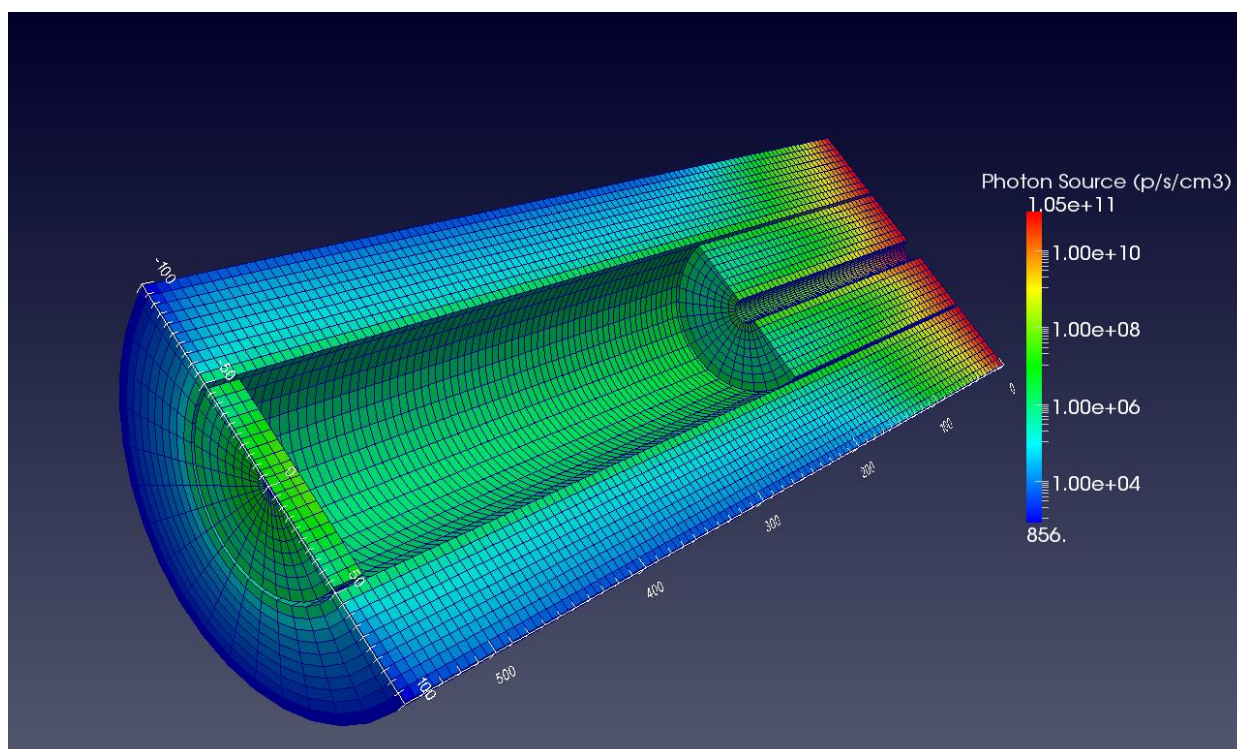


Fig. 3-10 Distribución espacial de la fuente de fotones a 10^6 s después de la parada.

C. Comparación de los resultados frente a otros participantes

Los resultados obtenidos por los diferentes participantes en el ejercicio original fueron presentados por M. Loughlin en 6th ITER neutronic meeting (Hefei, China, 2011) [12] y se muestran en la Fig. 3-11.

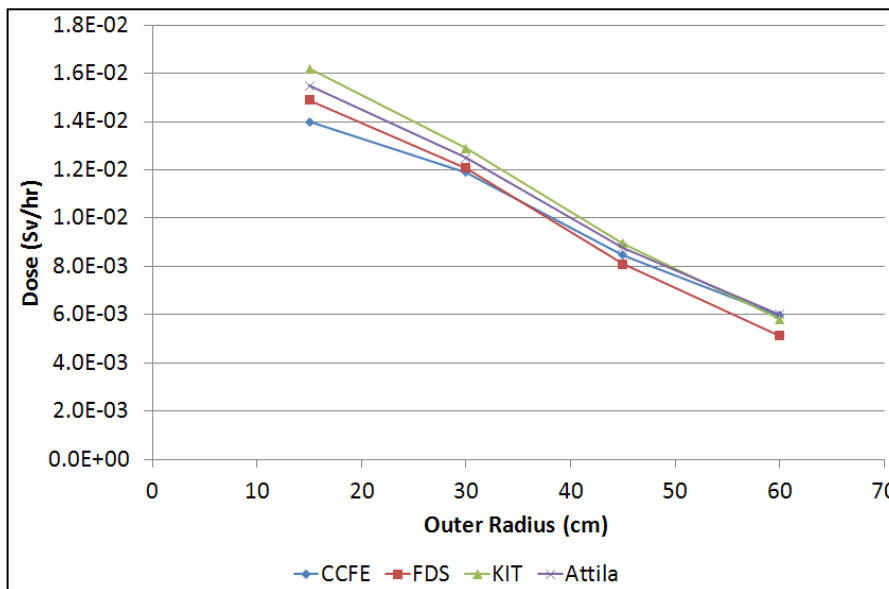


Fig. 3-11 Resultado de los participantes que han utilizado el método R2S [12].

Como se puede ver todos los resultados obtenidos son muy parecidos siguiendo la misma tendencia y donde la mayor diferencia, de alrededor de un 20%, se da entre nuestros valores y los obtenidos por el CCFE en el primer punto de medida. Todos los valores de los otros participantes son un poco inferiores a los nuestros sobre todo en los primeros puntos de medida. Este hecho puede deberse a diversos factores, como la elección del tamaño de malla que tiene gran influencia en la activación de la placa, pero la falta de información sobre el procedimiento concreto seguido por Attila, CCFE y FDS no nos permite concluir nada a este respecto. En cambio el procedimiento seguido por el KIT está descrito en el artículo [7]. Este procedimiento es muy similar al nuestro ya que utilizan una aproximación en celdas subdividiendo el modelo geométrico en aquellas zonas críticas para la dosis residual que es exactamente lo mismo que utilizar mallas adaptadas a la geometría. También hay que tener en cuenta que las dimensiones utilizadas en su subdivisión de las celdas coinciden con las dimensiones de nuestra malla en las zonas más críticas. Como se ve en la Fig. 3-11 los resultados entre el KIT y nosotros son muy similares siendo la diferencia máxima de aproximadamente un 5% de lo que se deriva que a condiciones similares estamos obteniendo valores muy parecidos.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

Con todo lo expuesto en el párrafo anterior podemos concluir que los resultados obtenidos con la herramienta R2SUNED son muy similares a los de los demás participantes y que por tanto está verificada para su uso en ITER al menos en el mismo grado que las demás herramientas.

3.2.1.3 Ejercicio de comparación entre diferentes aproximaciones

En este ejercicio de comparación se busca demostrar la capacidad de los flujos separados de evitar el problema, ya mencionado anteriormente, de la sobrestimación de la dosis debido a los gradientes de flujo en los huecos y penetraciones.

Para ver si se cumple el objetivo se han propuesto los siguientes casos:

1. Caso primero: Una malla cilíndrica completamente adaptada a la geometría con las mismas dimensiones que las utilizadas en el caso anterior.
2. Caso segundo: Una malla cartesiana con voxels cúbicos de 5 cm de lado, excepto en la zona final del cilindro donde los últimos 5 cm se han dividido en tres intervalos de 2 cm, 2 cm y 1 cm. En esta malla se ha usado la aproximación de flujo medio en cada voxel.
3. Caso tercero: La misma malla cartesiana del caso 2 pero con la aproximación de flujo separado.

El primer caso se usa como referencia porque está adaptado a la geometría y por tanto evita el problema de la sobrevaloración del flujo en el hueco entre la placa final y el cilindro exterior ya que cada voxel contiene una sola celda. El caso segundo y tercero corresponden con mallas no adaptadas a la geometría donde se obtiene el flujo de la forma estándar, flujo medio, o de la nueva, flujo separado, respectivamente. Con estos casos los que cabría esperar son:

- El caso primero y el segundo deberían diferir porque uno tiene el problema de los huecos (el no adaptado) y el otro no.
- El caso primero y el tercero deben ser similares porque ambos evitan el problema, uno por estar adaptado a la geometría y el otro por tener los flujos separados, y las dimensiones de malla son comparables para ambos.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

Todos los casos se han ejecutado con 10^9 historias. Y los resultados obtenidos para los tres casos descritos anteriormente de la tasa de dosis residual a 10^6 s de enfriamiento se muestran en la Fig. 3-12. Como se puede observar los casos primero y tercero obtienen resultados muy parecidos con los valores dentro del margen de error, mientras que el segundo caso muestra una clara sobreestimación en la tasa de dosis. Por lo tanto estos resultados coinciden con el comportamiento esperado para cada caso.

En la Fig. 3-13 se muestra el cociente de las mallas cartesianas con la malla cilíndrica y se puede observar como la malla con flujos separados no hay sobreestimación ya que las diferencias siempre son menores del 5%. En el caso de la malla cartesiana con flujo medio se ve que hay grandes diferencias que van de más del 10% hasta aproximadamente el 50% en el peor de los puntos de medida que es aquel que más alineado está con el hueco entre la placa y el cilindro exterior.

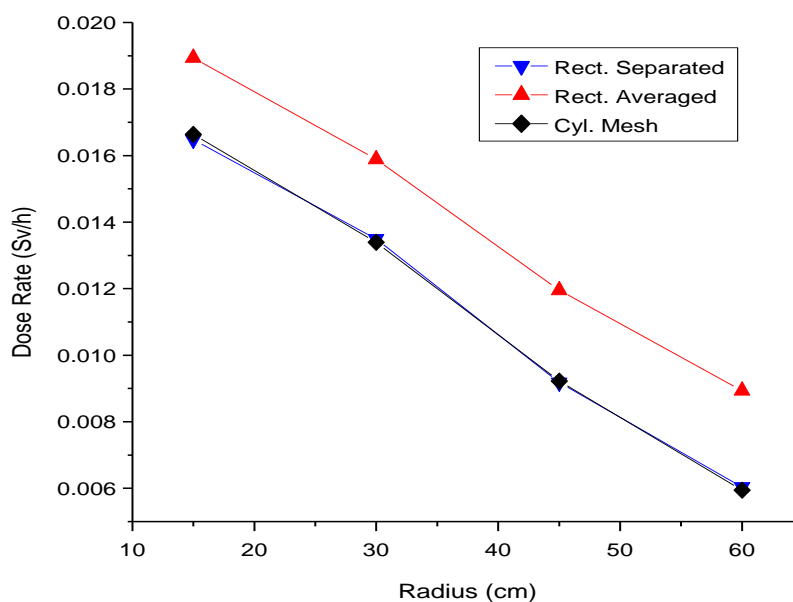


Fig. 3-12 Tasa de dosis residual (Sv/h) de los tres casos del ejercicio de comparación.

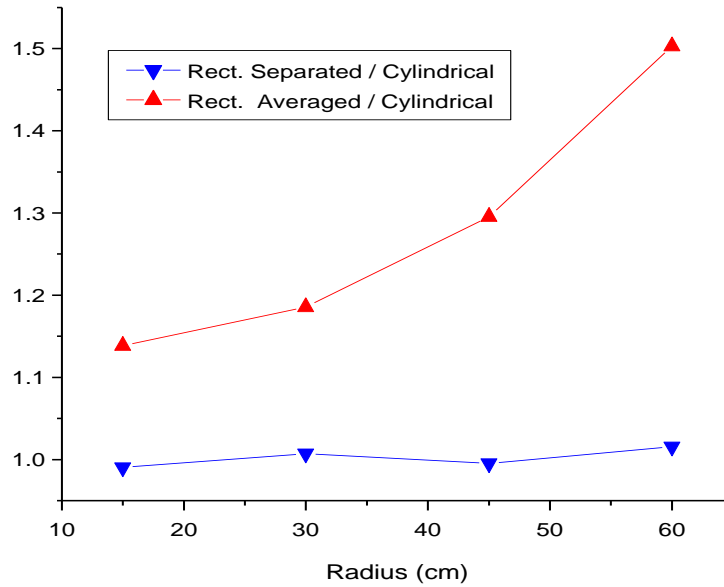


Fig. 3-13 Cociente de los resultados de las mallas cartesianas con los de las mallas cilíndricas adaptadas.

En la Fig. 3-14 y Fig. 3-15 se ha graficado el comportamiento que explica este comportamiento. En la Fig. 3-14 se muestra la fuente de fotones en la parte posterior del cilindro para los casos de malla cartesiana con flujo medio (derecha) y flujo separado (izquierda). Como se puede observar el caso de flujo medio muestra una mayor activación entorno al hueco que hay entre los dos cilindros. En la Fig. 3-15 se puede apreciar este hecho de forma más clara al mostrar el perfil radial de la fuente de ambas aproximaciones donde queda claro que el efecto de sobrevaloración de la fuente de fotones que se da en el hueco entre la placa y el cilindro exterior localizado en el intervalo de 48 a 50 cm en la dirección radial.

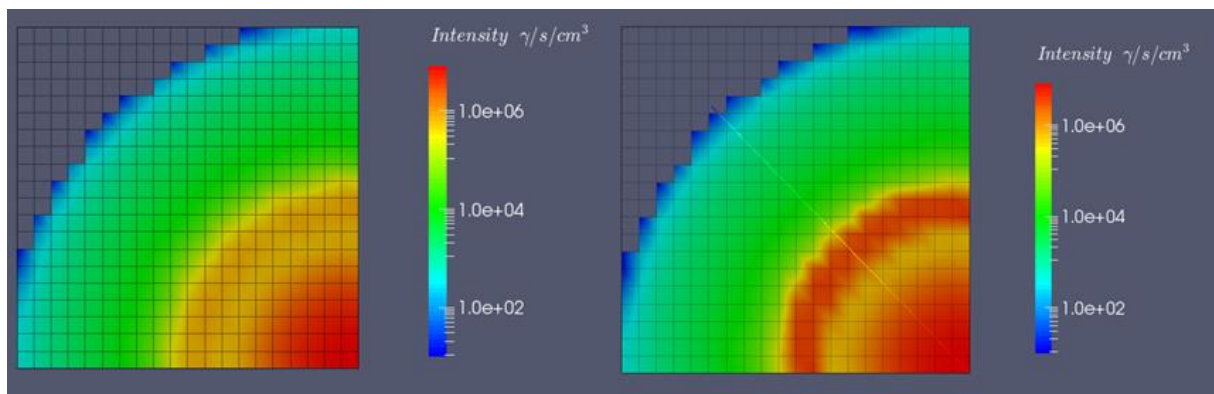


Fig. 3-14 Fuente de neutrones en la parte final del cilindro. A la izquierda la aproximación de flujo separado a la derecha y de flujo medio a la izquierda.

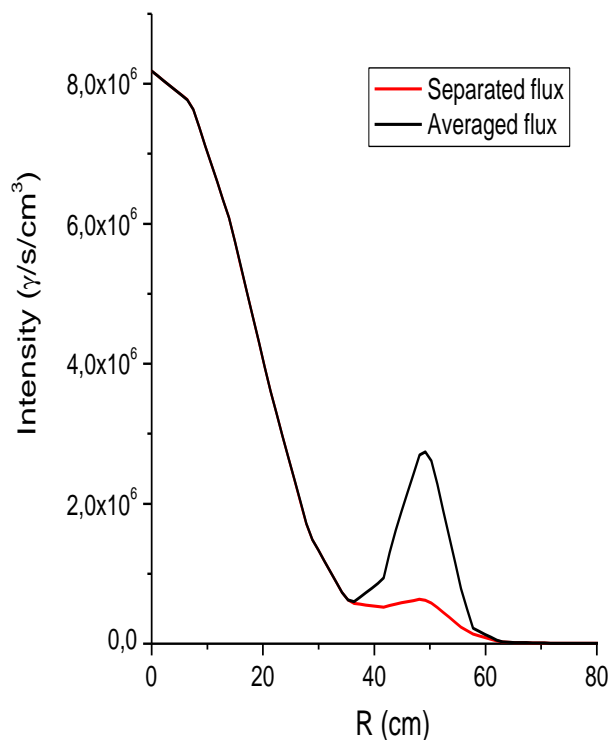


Fig. 3-15 Perfil radial de la fuente para ambas aproximaciones.

3.2.1.4 Conclusiones

En lo que se refiere a la resolución del ejercicio de verificación en ITER podemos afirmar que, a falta de un ejercicio de validación más detallado donde se profundice en el origen de las diferencias entre códigos, los resultados obtenidos son, al menos, igual de buenos que los de los demás participantes.

En el caso del ejercicio de comparación hemos visto como la nueva aproximación de flujos separados incluida en R2SUNED resuelve el problema de las mallas superpuestas a la geometría cuando estas no se adaptan a ella y se dan situaciones de altos gradientes de flujo.

3.2.2 Ejercicio de verificación computacional en EFDA

Dentro del programa de trabajo de EFDA durante el año 2012 se propuso la realización de un ejercicio de validación para el cálculo de dosis residuales en el entorno de reactores DEMO [14]. Este ejercicio estuvo coordinado por Raúl Pampín que a su vez fue el encargado de definir el ejercicio. El objetivo de este ejercicio de verificación era evaluar a las diferentes herramientas existentes en Europa para el cálculo de dosis

residuales en el entorno de reactores DEMO donde el flujo y los materiales varían con respecto a ITER²². En concreto se pretendía ver la capacidad de estas herramientas cuando se enfrentaban a la activación de toda la envoltura del reactor HCLL para lo que era necesario el uso de mallas con un gran número de voxels. El ejercicio fue realizado a ciegas teniendo que entregar los resultados a una fecha prevista y los participantes fueron el CCFE con MCR2S, KIT con R2Smesh, UNED con R2SUNED y ENEA con D1S.

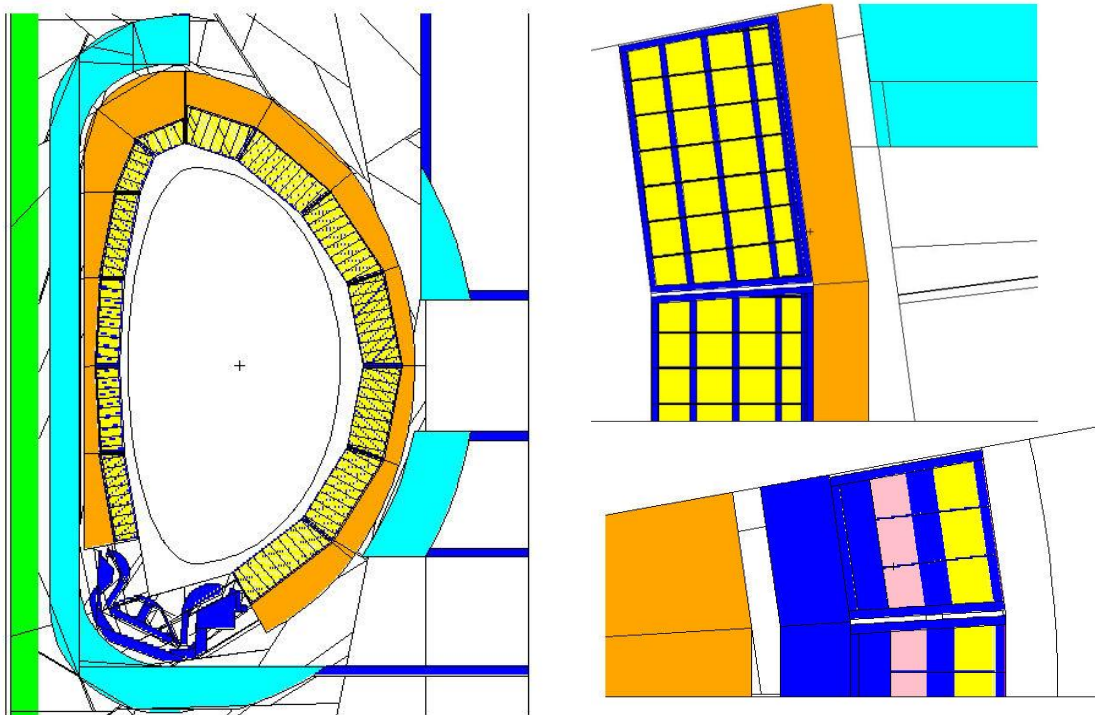


Fig. 3-16 Geometría del HCLL: izquierda, sección toroidal del reactor; derecha, dos secciones poloidales de la envoltura exterior (arriba) e interior (abajo).

3.2.2.1 Descripción del problema

A. Modelo geométrico

El modelo geométrico utilizado en este ejercicio es el HCLL del año 2008 generado por el KIT para EFDA [15]. Consiste en un sector de 11.25° en la dirección poloidal con paredes reflectantes. La envoltura tiene una estructura detallada donde el recubrimiento de W, la carcasa de cada módulo de la envoltura, el material regenerador y las diferentes placas de refrigeración del interior del módulo ocupan partes separadas. La cámara de vacío y el divertor tienen la forma adecuada (se incluyen los diferentes puertos en la

²² Cabe recordar en este momento que el método D1S puede presentar problemas en estos casos.

cámara de vacío y el divertor presenta su característica forma de w) pero el nivel de detalle de la estructura interna está no es alto ya que se usan materiales homogeneizados mezclando diferentes componentes.

B. Escenario de irradiación y tiempos de enfriamiento

El escenario de irradiación se ha definido de la siguiente forma:

- Envoltura: 8 años de irradiación con un 50% de disponibilidad.
- Divertor: 4 años de irradiación con un 50% de disponibilidad.

Los últimos 60 días de operación se considerarán con un 100 % de disponibilidad. Los tiempos de enfriamiento a considerar serán 1 h y 10 días.

C. Datos nucleares

Los datos nucleares utilizados son FENDL-2.1 para el transporte de neutrones y MCPLIB-04 para el transporte de fotones. Los cálculos de activación han sido realizados con la EAF-2007 con la estructura VitaminJ de 175 grupos energéticos.

D. Definición de las mallas y materiales

Las zonas a activar eran todos los módulos de envoltura sin la parte correspondiente al entramado de tuberías y el divertor. Todas estas zonas se recubren con las siguientes mallas proporcionadas en las especificaciones (el tamaño de voxel es de 10 cm de lado):

- M1 envoltura interior: X (425,630), Y (0,95), Z (570,-400).
- M2 parte superior de la envoltura exterior: X (630,1100), Y (0,215), Z (600,0).
- M3 parte inferior de la envoltura exterior: X (725,1100), Y (0,215), Z (0,-550).
- M4 divertor: X (420,775), Y (0,215), Z (-400,-675).

Los materiales a activar eran el recubrimiento de W, la estructura de Eurofer del módulo de envoltura (incluida la zona de refrigeración) y LiPb como material regenerador.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

E. Magnitudes para la comparación

En este punto vamos a definir las diferentes magnitudes y localizaciones que se analizaron en el ejercicio de comparación que fueron elegidos para intentar trazar posibles diferentes aspectos del acoplamiento transporte-activación.

La dosis tanto biológica como absorbida se requirió en esferas de 10 cm de radio cuyo centro se localizaba en:

- D1 centro de la cámara de reacción.
- D2 envoltura exterior en el plano ecuatorial.
- D3 envoltura interior en el plano ecuatorial.
- D4 divertor.

La dosis absorbida se tenía que medir con un medida del tipo F6²³ en Eurofer y la dosis biológica con una medida tipo F4 con la esfera vacía y utilizando los coeficientes de conversión flujo-dosis de la ICRP 74.

Además de las magnitudes relacionadas con la dosis se requirieron las siguientes magnitudes:

- Porcentaje de cada de cada malla (M1 a M4) sobre los diferentes medidas de dosis.
- Intensidad de fotones (p/s) de cada malla (M1 a M4).
- Flujo de fotones de decaimiento (total y espectro) en los puntos D1 a D4.
- Fuente de fotones (total y espectro), inventario, flujo de neutrones (total y espectro) en los puntos T1 a T3:
 - T1 plano ecuatorial en el exterior de la envoltura.
 - T2 plano ecuatorial en el interior de la envoltura.
 - T3 divertor.

²³ Este tipo de medida calcula la energía depositada por unidad de masa haciendo uso de número de calentamiento ('heating number') que proporciona los MeV por colisión.

3.2.2.2 Resultados de la comparación

En esta sección se muestran los resultados obtenidos para algunas de las funciones respuesta definidas en la sección anterior. La ENEA y el KIT no proporcionaron resultados para todas las funciones respuesta requeridas ni para todos los tiempos de irradiación por lo cual algunas figuras no tienen valor para estas instituciones.

En la Fig. 3-17 podemos ver los resultados obtenidos por los participantes para la tasa de dosis residual biológica y absorbida en Eurofer a 1 hora (a y b) y a 10 días (c y d). Se puede observar que las diferencias en la dosis biológica son menores que en la dosis absorbida. Este hecho se debe a que la tasa de dosis biológica se calculó usando el flujo medio en la esfera vacía mientras que para la tasa de dosis absorbida hubo participantes (CCFE) que no usaron la esfera rellena de acero y no tuvieron por tanto en cuenta el blindaje del flujo debido al material. Teniendo en cuenta esto es conveniente fijarse más en la dosis biológica para la comparación de resultados. Tanto a 1h como a 10d la UNED obtiene valores más altos que el resto de participantes pero todos los valores están dentro de un rango del 25%, mostrando que hay un buen acuerdo teniendo en cuenta todos los factores que pueden afectar al cálculo (elección de las mallas, precisión en el flujo de neutrones, distinto código de activación...).

En la Fig. 3-18 se muestran el porcentaje de contribución de cada malla (M1 a M4) en las zonas D1, D3 y D4 para 1h y 10d calculado por cada uno de los participantes (excluyendo a la ENEA que no usa mallas con el método D1S). Como se puede apreciar en este caso hay un gran consenso entre todos los participantes. En la Fig. 3-19 se muestra el flujo de fotones residual (total y espectro) calculado por los diferentes participantes a 1h y 10d para diferentes puntos D1 a D4. De estos valores los más importantes son los espectros que como se puede apreciar son muy parecidos entre todos los participantes.

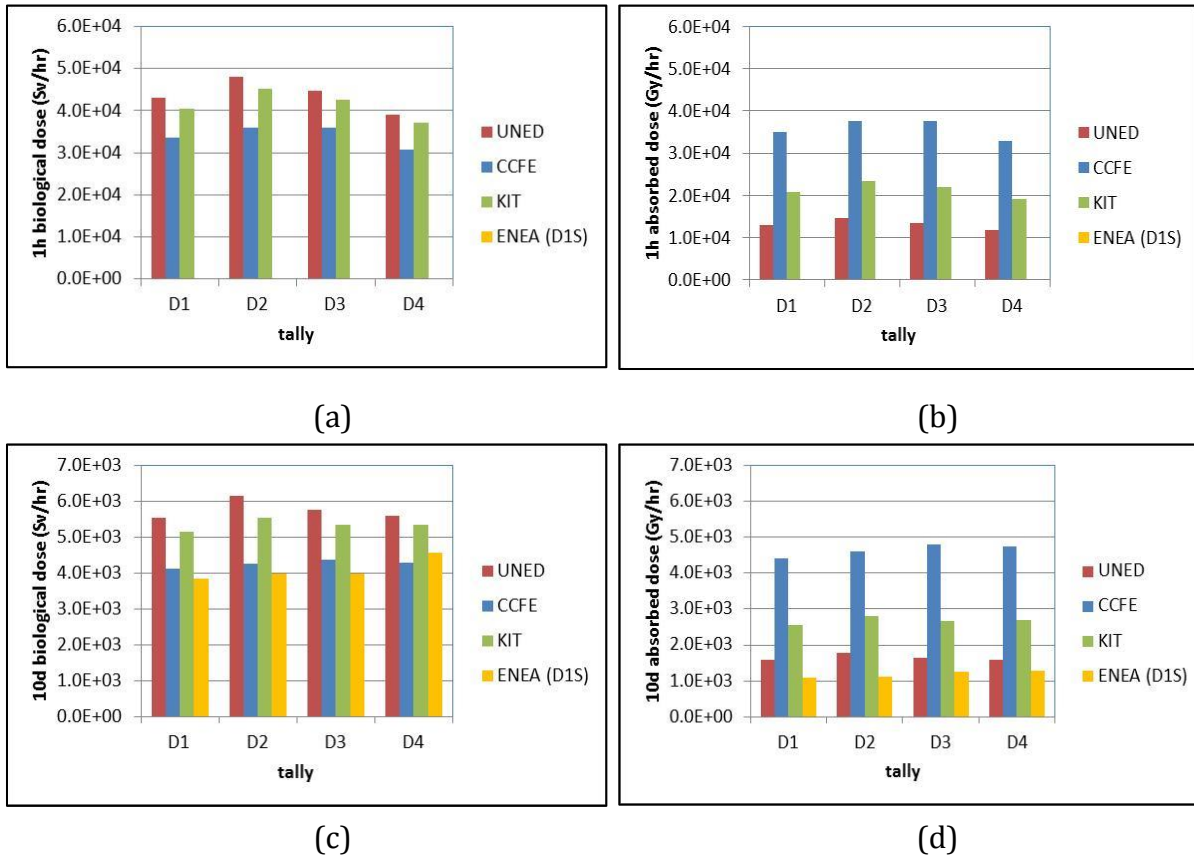


Fig. 3-17 Tasa de dosis biológica y absorbida en EUROFER para los puntos de D1 a D4 y los diferentes participantes [14].

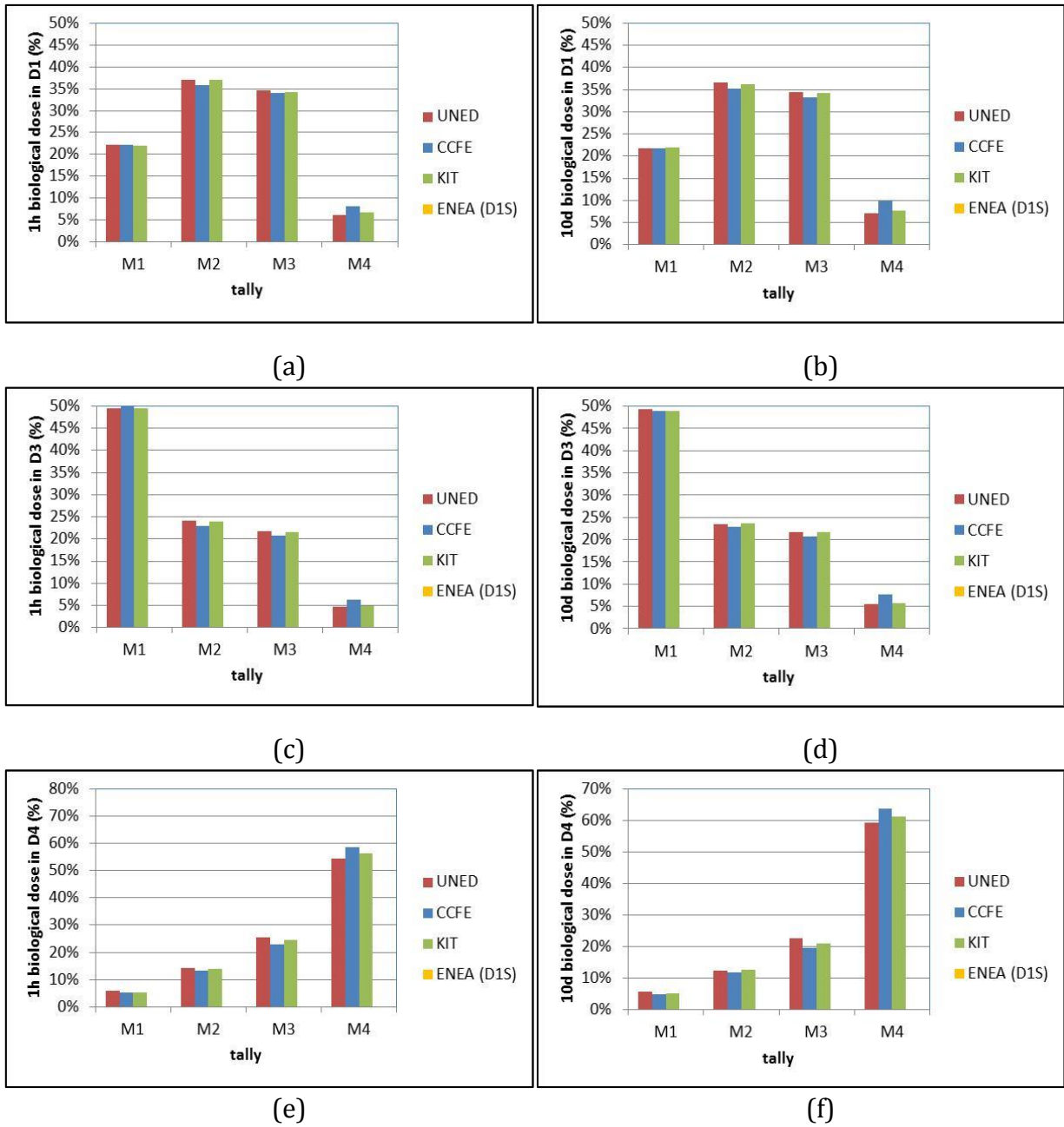


Fig. 3-18 Porcentaje de contribución en los puntos D1, D3 y D4 debido a cada malla (M1 a M4) [14].

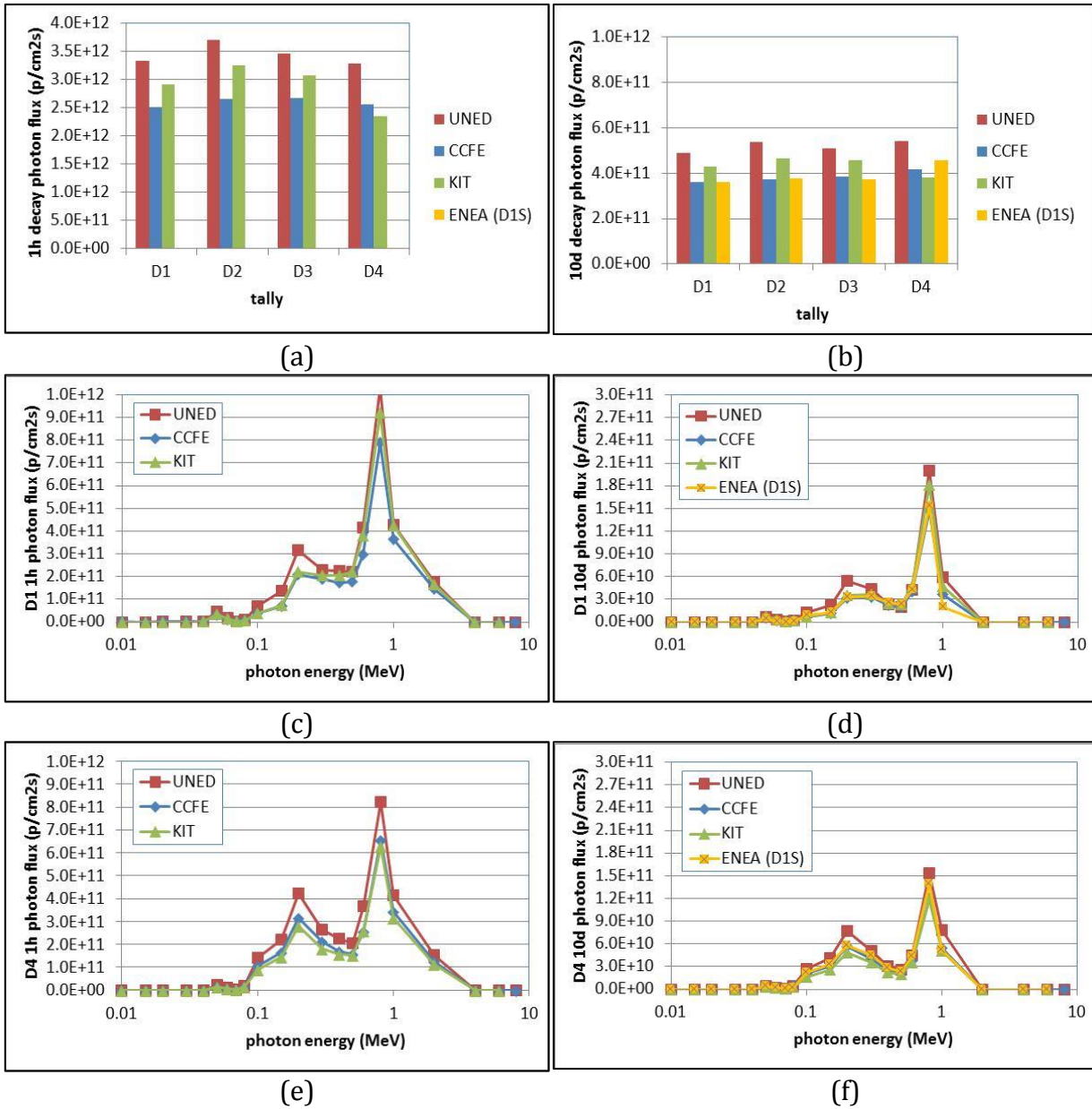
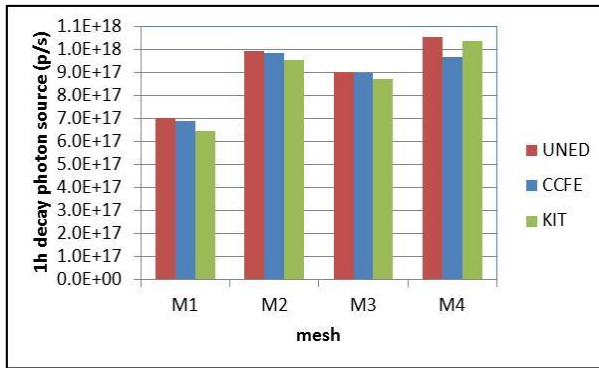
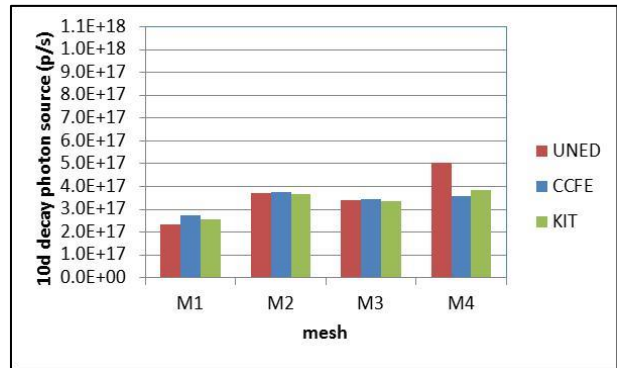


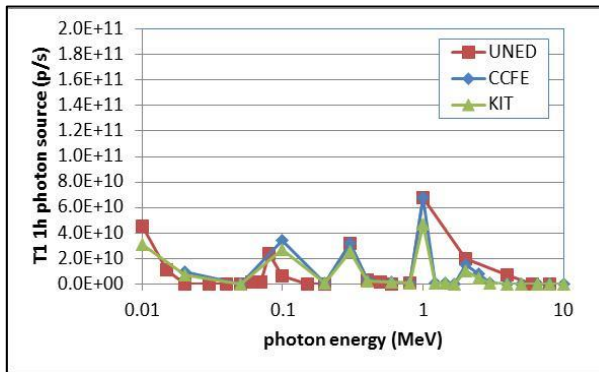
Fig. 3-19 Flujo de fotones residual: (a) y (b) total a 1h y 10d en D1 a D4; (c)-(f) espectro a 1h y 10d en D1 y D4 [14].



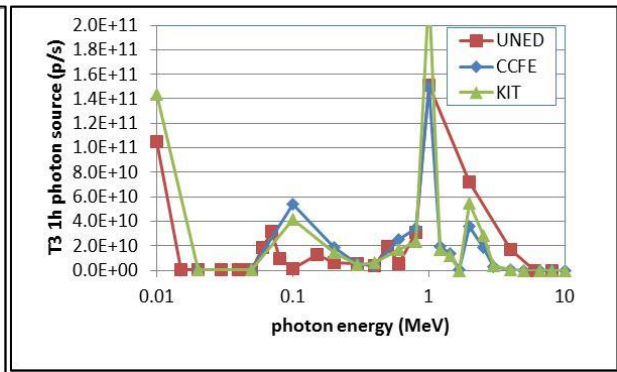
(a)



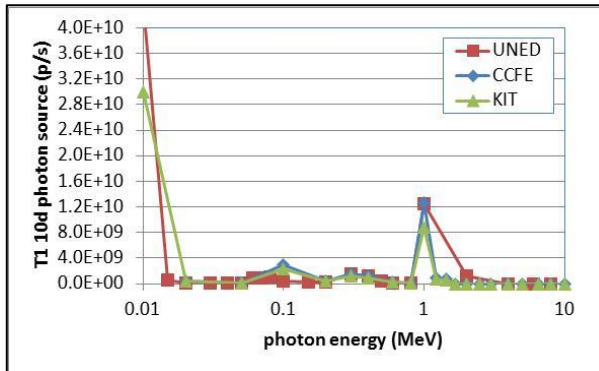
(b)



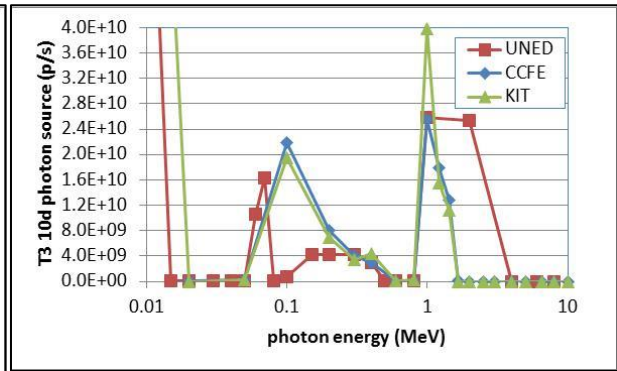
(c)



(d)



(e)



(f)

Fig. 3-20 Fuente de fotones (p/s): (a) y (b) Contribución total de cada malla a 1h y 10d; (c)-(f) Espectro de la fuente de fotones a 1 h y 10 d en T1 y T3 [14].

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

En la Fig. 3-20 se muestra información relativa a la fuente de fotones. En (a) y (b) se muestra la contribución de cada malla para 1h y 10d. De (c) a (f) se muestra el espectro obtenido en T1 y T3 para 1h y 10d. Los resultados de la distribución total de la malla muestran acuerdo entre los participantes mientras que los espectros de la fuente no son comparables ya que cada participante uso diferentes espectros. Este último hecho se debió a que el espectro requerido en el ejercicio no encajaba con el que FISPACK utiliza y dado que este no se puede modificar por parte del usuario los participantes (CCFE y KIT) que usaron este código no pudieron dar los datos en este espectro.

En la Fig. 3-21 se muestra por un lado (gráfica a) el cálculo manual del espectro de emisión teniendo en cuenta los radioisótopos más críticos y por otro lado (gráfica b) la actividad específica de los radioisótopos más críticos calculados por la UNED y el CCFE. Ambas gráficas muestran que el espectro de la fuente calculado por el grupo de la UNED es correcto ya que, por un lado, el manual coincide con el obtenido en el código de activación y, por otro lado, los radioisótopos críticos son muy parecidos entre el CCFE y la UNED.

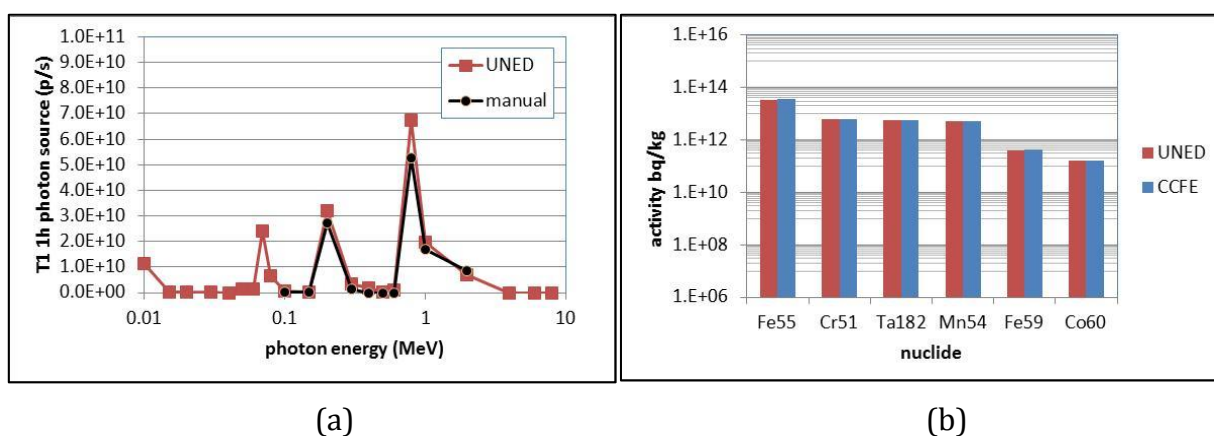


Fig. 3-21 (a) Análisis manual de la fuente de fotones usando las contribuciones de los elementos más críticos (b) Actividad específica de los contribuyentes más críticos calculados por la UNED y el CCFE [14].

La Fig. 3-22 muestra el flujo total y el flujo rápido (E) en las diferentes localizaciones T1 a T3. Los resultados muestran que en el caso del flujo total las discrepancias son del 25% aproximadamente mientras que en el caso del flujo rápido llegan al 50%. Estos han sido obtenidos usando los valores de la malla lo que puede explicar la discrepancia entre participantes, ya que las mallas no han sido definidas de la misma forma y esto puede tener un gran efecto en el resultado.

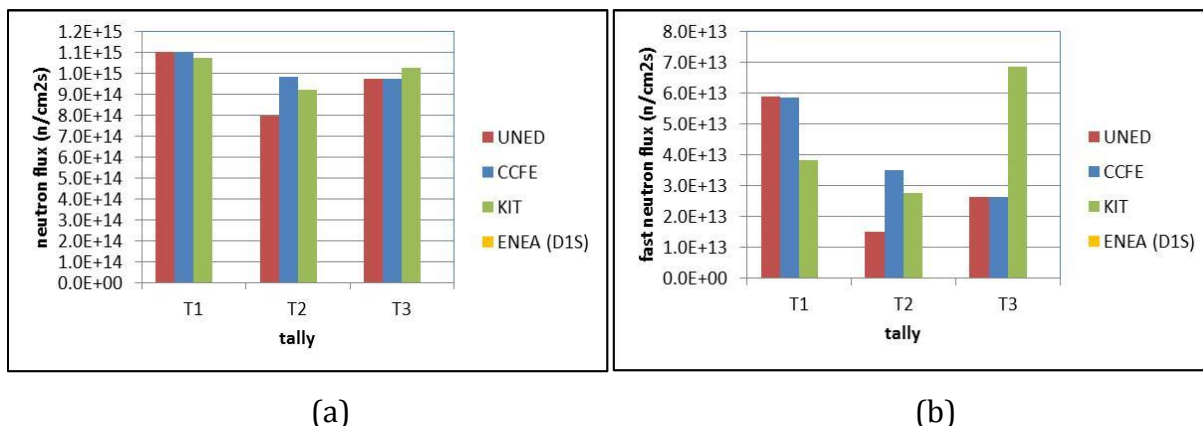


Fig. 3-22 Flujo total y rápido de neutrones en los puntos T1 a T3 [14].

3.2.2.3 Conclusiones

En esta sección se han presentado los resultados del ejercicio de verificación realizado en EFDA para evaluar las diferentes herramientas europeas para el cálculo de dosis residual en reactores DEMO.

Los resultados obtenidos para la tasa de dosis biológica muestran un buen acuerdo entre los participantes dentro del 25% mientras que las diferencias en la dosis absorbida en acero muestran discrepancias mayores (de hasta un 50%) entre las diferentes herramientas europeas para el cálculo de dosis residual. Como ya se comentó el cálculo de dosis absorbida en el acero no ha seguido el mismo método en todos los participantes ya que algunos han usado material en la esfera (KIT y UNED) y otros no (CCFE) lo que por efecto del blindaje del acero explica los resultados mayores que obtienen los que no han usado material.

El resto de magnitudes fueron definidas para trazar las diferentes etapas del proceso acoplamiento transporte-activación: la fuente de fotones (total y espectro) y el flujo de neutrones para analizar la activación y el flujo de fotones en los puntos de medida para analizar el transporte de fotones residuales. Estas magnitudes muestran en general un buen acuerdo entre todos los participantes dentro de las discrepancias lógicas de un ejercicio de este tipo.

Con todo lo expuesto en este apartado podemos concluir que todas las herramientas utilizadas parecen tener la capacidad de llevar a cabo análisis de dosis residual en reactores DEMO.

3.3 Conclusiones

En este capítulo la herramienta R2SUNED ha sido presentada en detalle describiendo cada uno de los pasos de los que consta y destacando los aspectos novedosos de la misma. A su vez esta herramienta ha sido verificada por medio de dos ejercicios relacionados con ITER y EFDA.

La herramienta R2SUNED presenta varias novedades entre las que cabe destacar la extensión realizada al código MCNP para extender las capacidades de las medidas del tipo malla superpuesta a la geometría. En concreto merece especial atención la capacidad de obtener los flujos separados para cada celda de cada voxel de la malla, que junto con la capacidad de activar y emitir los correspondientes fotones de decaimiento desde esas mismas celdas también de forma separada, provoca un efecto de adaptabilidad a la geometría que las mallas originales de MCNP no tienen. Esta capacidad permite evitar errores en la estimación del flujo de neutrones, y por extensión en la activación y en la dosis residual, en aquellas regiones donde hay grandes gradientes de flujo.

El ejercicio de verificación correspondiente a ITER, que ha sido realizado conociendo los resultados de antemano, cumple dos funciones a destacar. La primera es comparar por primera vez, los resultados obtenidos con la herramienta R2SUNED con los obtenidos por otras herramientas similares. Mientras la segunda es analizar si la nueva capacidad implementada en R2SUNED de flujos separados es capaz solucionar el problema que se encuentra al usar mallas superpuestas no adaptadas a la geometría y existen penetraciones con grandes gradientes de flujo. En este sentido los resultados obtenidos muestran que R2SUNED es igual de fiable a la hora de estimar la dosis residual que las otras herramientas existentes y que la nueva capacidad de flujos separados es capaz de ofrecer resultados similares para una malla no adaptada a la geometría que para una que si lo está evitando errores de estimación en el flujo de neutrones.

El ejercicio de verificación realizado en EFDA en contraposición con el realizado en ITER fue un ejercicio ciego donde todos los participantes nos enfrentábamos a un problema donde no se conocían los resultados y cuyo principal objetivo era comprobar que herramientas estaban listas para abordar problemas de dosis residual en reactores DEMO. De los resultados obtenidos en este ejercicio cabe destacar dos aspectos. Por un lado se demostró la viabilidad como herramienta para el cálculo de dosis residuales del

código R2SUNED en entornos DEMO al mismo nivel que las otras herramientas. Y por otro lado, al ser un ejercicio ciego, supuso una verificación importante no sólo de la validez de la herramienta sino de la capacidad del grupo de investigación de cara al exterior demostrando que estábamos capacitados para este tipo de análisis al menos a la misma altura que los otros grupos europeos.

3.4 Referencias

- [1] R. A. Forrest et al., “FISPACT 2007 user manual,” UKAEA FUS 534 report (March 2007).
- [2] P. H. Wilson “ALARA: Analytic and Laplacian adaptive radioactivity analysis” PhD. Thesis Wisconsin University 1999.
- [3] P. H. Wilson, D. L. Henderson “ALARA: Analytic and Laplacian Adaptive Radioactivity Analysis. A Complete Package for Analysis of Induced Activation. Volume I: Technical Manual” 1998. Report UWFD-1070 Wisconsin University.
<http://fti.neep.wisc.edu/pdf/fdm1070.pdf>
- [4] <https://www.python.org/>
- [5] A. Davis, R. Pampin “Benchmarking the MCR2S system for high-resolution activation dose analysis in ITER” Fusion Engineering and Design, vol. 85, 2010, p. 87-92
- [6] A. Davis “Radiation Shielding of Fusion Systems” Ph. D. thesis, University of Birmingham, 2010.
- [7] Mitja Majerle, Dieter Leichtle, Ulrich Fischer, Arkady Serikov, “Verification and validation of the R2Smesh approach for the calculation of high resolution shutdown dose rate distributions” Fusion Engineering and Design, volumen 87, partes 5–6, páginas 443–447, Agosto, 2012.
- [8] <http://www.transpireinc.com/>
- [9] <http://www.fds.org.cn/en/other/fds.asp>
- [10] J.P. Catalán, P. Sauvan, J. Sanz, “ITER shutdown dose rate benchmark” TECF3IR-ITER-0001.
- [11] P. Sauvan, J.P. Catalán, J. Sanz, F. Ogando “Developments of the R2S-UNED code for shutdown dose rate calculation” Under revision.

Capítulo 3 Desarrollo y verificación del programa R2SUNED

- [12] M. J. Loughlin “Conclusions of Shutdown Dose Rate Benchmarking study” ITER_D_6593RF v1.0, IDM ITER Document, 6th ITER neutronic meeting, Hefei, China, 19-24 Junio, 2011. https://user.iter.org/?uid=6593RF&action=get_document
- [13] M. J. Loughlin and N.P. Taylor, “Recommended Plasma Scenarios for Activation Calculations”, ITER_D_2V3V8G v 1.0, IDM ITER Document, October, (2009)
- [14] R. Pampin, J.P. Catalán, D. Leichtle, A. Turner, R. Villari “T13: study of transport-activation coupling schemes; D15a: comparison exercise of R2S and D1S tools” Report for TA WP12-DTM-04 Task 13, Deliverable 15a, 22 de Enero 2013.
- [15] Generic EFDA DEMO (2008) MCNP model: [EFDA_D_2LFDU8](#).
- [16] International Commission on Radiological Protection, ICRP, Publication 103 (2007)

Capítulo 4

Análisis nuclear de una envoltura

DCLL: TECNO_FUS

En este capítulo se presenta la evaluación y diseño desde el punto de vista nuclear de una envoltura DCLL para un reactor FCM en fase DEMO. En este proceso se ha tenido en cuenta el comportamiento del reactor tanto durante la operación como la parada. Este trabajo fue realizado, como ya se comentó en el capítulo de introducción, dentro del proyecto CONSOLIDER TECNO_FUS.

En la Fig. 4-1 se muestran los componentes principales de una envoltura DCLL. Este concepto de envoltura está basado en la doble funcionalidad del Litio-Plomo (LiPb), que actúa a la vez como regenerador de tritio y como refrigerante. En esta última función se ve apoyado por un segundo refrigerante, Helio, de ahí el nombre de ‘Dual Coolant’. Las inserciones del canal por donde fluye el LiPb están hechas de SiC, que actúa a la vez como aislante térmico y eléctrico. Esto último es de vital importancia para minimizar las pérdidas de carga magneto-hidrodinámicas (MHD) que es un aspecto clave en las envolturas auto-refrigeradas. El material estructural es un acero de baja activación, que en el caso de los desarrollos europeos es Eurofer.

El concepto de envoltura DCLL tiene la ventaja de que, al ser auto-refrigerada, el diseño del sistema de refrigeración es más sencillo que en los modelos que no se auto-refrigeran además de que las perspectivas sobre la extracción de tritio utilizando un permeador son muy prometedoras [2]. En cambio, en este concepto el diseño óptimo de los canales de LiPb desde el punto de vista de la MHD es un problema todavía abierto [2].

Esta línea conceptual es la misma que la del modelo C de PPCS que se está desarrollando en Europa dentro de EFDA [1], cuyas especificaciones del reactor,

principalmente aquellas que conciernen al confinamiento del plasma, han sido elegidas como el punto de partida para el desarrollo de la envoltura que nos ocupa. Cabe destacar que dentro de EFDA esta línea conceptual es fue una de las menos desarrolladas ya los esfuerzos se centraron más en los modelos más conservadores (HCPB y HCLL principalmente). Actualmente dentro Eurofusion, en el marco de horizonte 2020, se está empezando a desarrollar de nuevo esta línea.

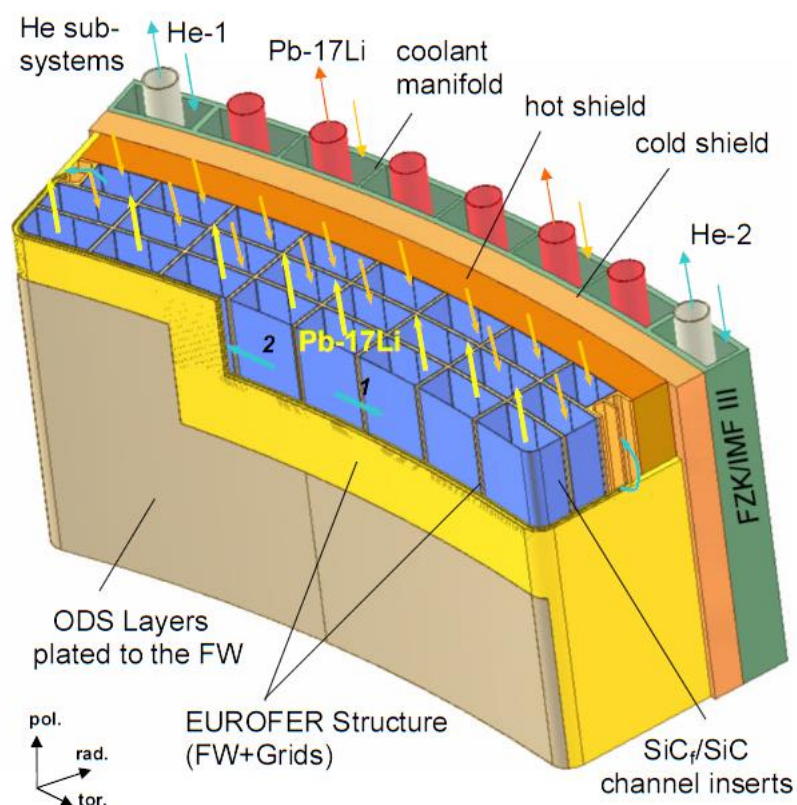


Fig. 4-1 Esquema de la estructura de una envoltura DCLL. Este esquema proviene de la envoltura utilizada en los estudios de PPCS [1].

El hecho de desarrollar la envoltura desde el principio partiendo solo de las especificaciones del reactor ha tenido sus ventajas e inconvenientes. Por un lado, el principal inconveniente es que comenzar el desarrollo desde el principio lleva obligatoriamente a obtener resultados conocidos y, de alguna manera, a recorrer un camino ya andado por otros grupos de investigación. Por otro lado, esta forma de proceder tiene la ventaja de brindar la experiencia de desarrollar un componente desde cero permitiéndonos adquirir el conocimiento necesario para abordar todas las etapas clave en el diseño de una envoltura desde el punto de vista de la neutrónica.

El trabajo presentado en este capítulo está dividido en dos etapas de diseño, ambas con modelos preliminares. La primera etapa corresponde la evaluación de un diseño del reactor, que se ha llamado modelo inicial, en aras de caracterizar las principales funciones respuesta del reactor. El objetivo de esta evaluación es generar un diseño viable para, una vez conseguido, proceder con su posterior refinamiento. Las funciones respuesta a las que se ha prestado atención corresponden tanto a la operación como a la parada del reactor y se enumeran a continuación:

- Capacidad de reproducción de tritio.
- Blindaje de las bobinas superconductoras.
- El daño (desplazamiento por átomo, dpa, y producción de H y He) generado por irradiación de neutrones en los materiales estructurales.
- El factor de amplificación de la energía.
- La gestión de residuos radiactivos inducidos por la radiación neutrónica.

Los dos primeros puntos son condición sine qua non para el funcionamiento del reactor. Por un lado, porque el reactor ha de ser autosuficiente en tritio y, por otro lado, porque las bobinas han de estar lo suficientemente blindadas para mantener el estado superconductor y por tanto el confinamiento del plasma. La predicción del daño en los materiales estructurales es necesario para saber el tiempo que estos resistirán dentro del reactor jugando un papel muy importante a la hora de decidir si un componente puede ser o no permanente y en caso de no serlo el periodo de sustitución de cada componente. El factor de amplificación de la energía, sin ser tan crítico como las otras funciones respuesta en la fase DEMO, juega un papel relevante en la fase comercial de la instalación. La gestión de residuos también juega un papel crucial porque, al considerarse la fusión una fuente de energía atractiva desde el punto de vista medioambiental, un buen diseño ha de minimizar al máximo la producción de residuos radiactivos de alta actividad.

Una vez caracterizado el modelo inicial, basándonos en los resultados obtenidos, se generó un segundo modelo, que se ha llamado actualizado, donde se optimizaron las diferentes funciones respuesta analizadas en el modelo inicial. Dentro de estos trabajos de optimización aquí se presentan los correspondientes al blindaje de las bobinas donde se ha analizado en profundidad los materiales candidatos al blindaje situado justo después de la zona de regeneración de tritio. El resto de análisis de optimización de la otras funciones

no fueron realizados por el autor y son objeto de otra tesis ya terminada y realizada dentro de la tarea de diseño neutrónico [3].

En la última parte del análisis del modelo actualizado, se ha realizado una evaluación de las dosis residuales que serían de esperar una vez la instalación ha entrado en parada. Este análisis tiene gran importancia a la hora de planificar el mantenimiento de la instalación ya que determina el entorno de radiación al que se van a enfrentar trabajadores y máquinas. A su vez esta evaluación permite la aplicación de la herramienta R2SUNED presentada en el capítulo anterior.

Por último, cabe destacar que los resultados expuestos en este capítulo han dado lugar a cuatro publicaciones en diferentes revistas JCR [4]-[7].

4.1 Descripción y consideraciones del problema.

4.1.1 Generación de los modelos neutrónicos

En el trabajo presentado en este capítulo se han utilizado dos modelos neutrónicos diferentes, el inicial y el actualizado, del reactor partiendo de un modelo geométrico simplificado tridimensional. Este modelo neutrónico simplificado se muestra en la Fig. 4-2 en contraposición al modelo de referencia del que deriva señalando los principales componentes.

El modelo neutrónico fue desarrollado dentro del proyecto TECNO_FUS por los responsables de CAD de tal manera que es posible modificar los espesores y las subdivisiones de cada celda a través de una tabla Excel que hace las veces de interfaz. Este procedimiento totalmente automatizado permite de forma muy sencilla para el usuario la generación de diferentes configuraciones del reactor lo que simplifica mucho el trabajo geométrico. Los modelos geométricos que se obtienen en este procedimiento son generados en el formato STEP por el programa de diseño CATIA, que luego es transformado al formato de MCNP usando el código MCAM.

Este tipo de modelo neutrónico puede parecer a simple vista un modelo demasiado simplificado y, en efecto, lo es para caracterizar de manera adecuada algunos componentes del reactor, como por ejemplo el divertor. Si bien esto es cierto, este tipo de

modelos son necesarios en la primera fase de diseño ya que se hace totalmente necesario manejar un modelo rápido en términos de tiempo computacional y fácil de modificar para poder ajustar diferentes parámetros de diseño antes de pasar a geometrías más refinadas y análisis más detallados. Esta estrategia ha sido seguida por otros grupos europeos de reconocido prestigio y tradición dentro del desarrollo de DEMO [8].

El modelo neutrónico es un sector de 30° con geometría toroidal y condiciones reflectantes en los planos que definen el sector. El modelo consta de capas que se han realizado teniendo en cuenta que la configuración en forma de D característica de los reactores FCM manteniendo las mismas dimensiones en ambos modelos. Algunos de los materiales han sido homogeneizados preservando el espesor óptico, es decir, asegurando que los neutrones atraviesen la misma densidad media en ambos modelos. La geometría del divertor está demasiado simplificada para un análisis neutrónico de este componente, que debido a lo particular de esta pieza necesitaría de un modelado más realista que no tiene cabida en este modelo neutrónico preliminar. Además hay que tener en cuenta que este componente no es objeto de diseño dentro del proyecto TECNO_FUS y por tanto de esta tesis. Dicho esto, cabe destacar que la inclusión de este componente aún simplificado es necesaria para preservar dos características muy importantes para el análisis neutrónico de la envoltura. Por un lado preserva la relación original entre volumen y espesor, y por otro lado, teniendo en cuenta que el perfil de la fuente no es constante, preserva la carga neutrónica que recibe la primera pared de la envoltura (ver sección 4.1.2).

En los siguientes puntos se describirán en detalle los dos modelos neutrónicos utilizados.

4.1.1.1 Modelo Inicial

La Fig. 4-3 muestra un esquema de las capas y los materiales situados en el modelo neutrónico donde se puede ver la distancia radial partiendo de la primera pared. Cada caja está formada por varias capas allí donde la definición los materiales están separados por guiones, en cambio, si los materiales están separados por sumas, y se dan sus volúmenes relativos, la caja representa un material homogeneizado. Los bloques numerados (blocks) y los números al lado de la etiqueta EUROFER representan las diferentes zonas donde se ha calculado la deposición de potencia y las respuestas de daño respectivamente que se verán en las secciones 4.2.1.3 y 4.2.1.4.

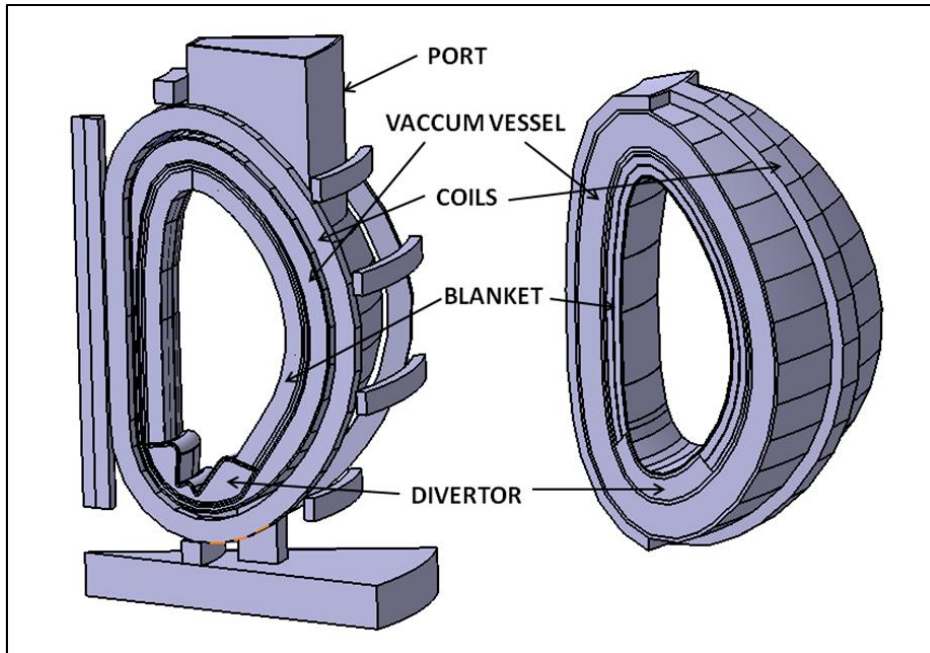


Fig. 4-2 Comparación entre el modelo de referencia y el modelo neutrónico

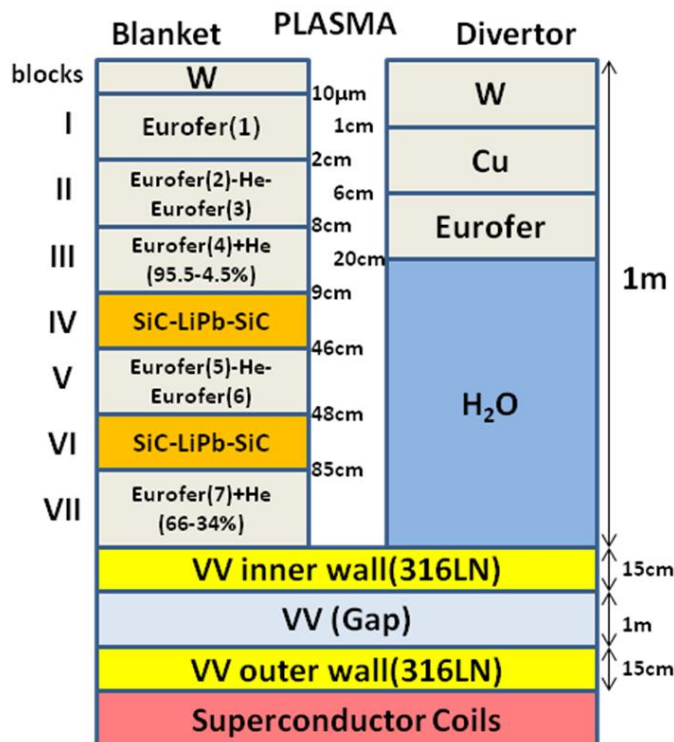


Fig. 4-3 Esquema de las diferentes capas (no está a escala) desde el plasma hasta las bobinas superconductoras

4.1.1.2 Modelo actualizado

En la Fig. 4-4 se muestra el esquema de las capas de la envoltura para el modelo actualizado. Este modelo se ha utilizado para el estudio de los materiales candidatos del blindaje localizado justo detrás de la zona de regeneración de tritio. En este caso el espesor del blindaje estaba fijado en 25 cm, donde los primeros 10 cm son para el blindaje de alta temperatura (HTS de sus siglas en inglés High Temperature Shield) y los 15 cm restantes para el de baja temperatura (LTS, Low Temperature Shield).

Si comparamos este modelo con el anterior se puede ver una clara reducción del tamaño de la cámara de vacío que ha pasado de 15 a 6 cm de espesor en los muros y de 1 m a 4 cm de espesor en el hueco entre ambos muros. Esto claramente perjudica al blindaje de las bobinas pero supone una ventaja desde el punto de vista de activación al bajar el volumen total activado. Como en el caso del divertor cabe destacar que el diseño de la cámara de vacío no es objetivo del proyecto ni de la tesis, y estas especificaciones han sido tratadas como condiciones de contorno y no cómo parámetros con los que diseñar. De todas formas merece la pena destacar que el modelo C del PPCS maneja espesores mayores para los muros de la cámara de vacío, 35 cm [1], lo que tiene gran influencia en los cálculos de blindaje para las bobinas TF como se verá en la sección 4.3.2.1.

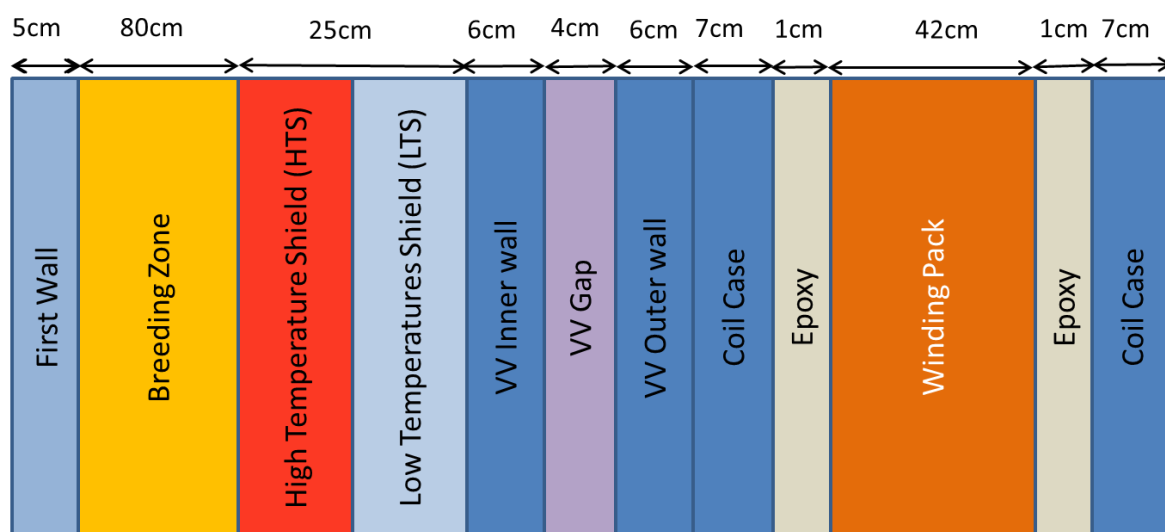


Fig. 4-4 Esquema de capas de la envoltura para el modelo actualizado (no está a escala)

Parámetros del reactor	Modelo C
Radio Mayor	7.5 m
Ratio de aspecto	3.0
Corriente del plasma	19 MA
Campo Toroidal en el eje	6.0 T
Campo Toroidal en el conductor	13.6 T
Elongación (95 % y separatriz)	1.9, 2.1
Triangularidad (95 % y separatriz)	0.47, 0.7
Q	34
Potencia de fusión	3.45 GW
P_{add}	100 MW
Carga neutrónica media en primera pared	2.21 MW/m ²
Carga calorífica máxima en el divertor	10 MW/m ²
Eficiencia neta del reactor	43

Tabla 4-1 Parámetros del reactor basado en el modelo C

4.1.2 Parámetros del reactor y fuente de neutrones

En la Tabla 4-1 se muestran los parámetros referidos al modelo C de PPCS [1] que son iguales a los que se han utilizado en este trabajo. Como ya se ha comentado, el modelo C es el punto de partida para nuestro modelo, en lo que se refiere física del plasma y sus especificaciones variando el diseño de la envoltura.

4.1.2.1 Modelización de la fuente de neutrones

La fuente de neutrones está representada por la tasa de fusiones del deuterio y el tritio y tiene que ser simulada teniendo en cuenta la distribución geométrica del plasma, que viene marcada por la geometría de las bobinas superconductoras y el campo magnético que producen. Las superficies de contorno del plasma vienen definidas por las siguientes ecuaciones paramétricas

$$R = R_0 + a \cos \left(\theta + \delta_0 \frac{a}{a_0} \sin \theta \right) + \varepsilon a_0 \left[1 - \left(\frac{a}{a_0} \right)^2 \right]$$

$$z = ka \sin \theta$$

donde

R_0 = radio mayor del plasma

a_0 = radio menor del plasma

κ = elongación

δ_0 = triangularidad

ε = desplazamiento

θ = ángulo paramétrico ($0 \leq \theta < 2\pi$)

a = radio menor paramétrico ($0 \leq a \leq a_0$)

La distribución de densidad para la fuente de neutrones (fusiones/volumen) para un plasma en equilibrio se caracteriza por medio de la siguiente expresión:

$$S(a) = \left[1 - \left(\frac{a}{a_0} \right)^2 \right]^P$$

donde P es el factor de pico de la fuente [9].

Para introducir esta fuente de neutrones en el código de transporte se ha utilizado un procedimiento escrito en el lenguaje Python y que ha sido generado dentro del proyecto CONSOLIDER [10], en cuya elaboración el autor no ha participado. Este procedimiento utiliza una malla en coordenadas cilíndricas para simular la distribución espacial de las fusiones y permite cambiar de manera automática el tamaño de la malla (y así su precisión) y los parámetros del reactor adaptándose a diferentes perfiles de D. Otro punto a favor de este procedimiento es que no es necesario la compilación del código MCNP siendo así un procedimiento muy flexible a la hora de cambiar la configuración del reactor. Finalmente cabe destacar que esta estrategia es similar a la que se ha seguido dentro del experimento ITER a la hora de introducir la fuente de este reactor en los sucesivos modelos neutrónicos del reactor (A-lite, B-lite y C-lite).

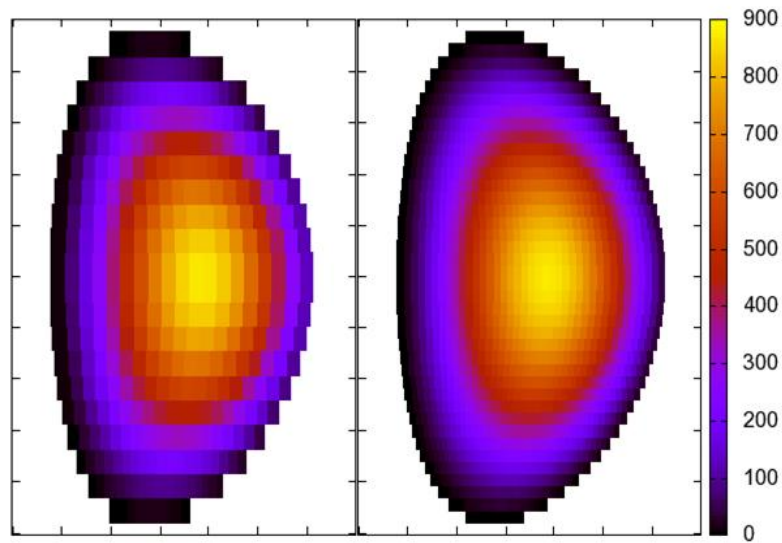


Fig. 4-5 Distribución de la tasa de fusiones para diferentes resoluciones de la malla.

4.1.3 Códigos y datos nucleares

Los códigos utilizados en los cálculos realizados en este capítulo son el MCNPX2.6 [11] y ACAB [12] para el transporte de partículas y la activación respectivamente. También se ha utilizado la herramienta R2SUNED para los cálculos de dosis residuales de la sección 4.4.

Siguiendo las indicaciones de la coordinación de estudios neutrónicos los datos nucleares utilizados han sido las librerías ENDF/B-VII [13] y la MCNPLIB04p [11] para neutrones y fotones respectivamente. En el caso de activación se ha utilizado las librerías de secciones eficaces y de datos de desintegración de la EAF-2007 [14].

4.1.4 Reducción de varianza

Para el transporte de radiación en los cálculos realizados en este capítulo se ha utilizado la técnica RV de las importancias. Esta técnica permite mantener la población a través de las diferentes capas del reactor debido a que la geometría utilizada es lo suficientemente simple. Para mantener la población se asignan valores a las importancias en la celdas que multiplican la población en un factor similar a la pérdida de población que se ha dado al a travesar la celda. Es concreto, siendo P_i la población de la celda i y

P_{i+1} la población en la celda siguiente en la dirección radial, el valor de la importancia para esta celda viene dado por la expresión:

$$I_{i+1} = P_i / P_{i+1}$$

4.1.5 Escenarios de irradiación

Para el análisis de la gestión de residuos se han utilizado dos escenarios de irradiación, uno para DEMO y otro para planta de potencia:

- Escenario DEMO: 20000 horas de irradiación continua con 100% de disponibilidad. Este tiempo está por debajo de los que se asumen para el cambio de los componentes de la envoltura (5 años) [10].
- Escenario de planta de potencia:
 - ◆ 5 años de irradiación continua con 100% de disponibilidad para los componentes de la envoltura: la estructura de EUROFER, las inserciones de canal de SiC y el metal líquido. Estos componentes son reemplazados 8 veces durante la vida de la planta.
 - ◆ 40 años de irradiación continua para los componentes permanentes: parte fija del blindaje, la cámara de vacío, el criostato y el blindaje biológico.

4.1.6 Límites para las cargas de radiación en las bobinas TF

Los requerimientos que han de cumplir las cargas por radiación sobre las bobinas TF son [16],[17]:

- Dosis absorbida en el aislante de epoxy: 10 MGy.
- Pico de la fluencia neutrónica de espectro rápido ($E > 0.1$ MeV) en el superconductor de Nb₃Sn: $1 \times 10^{23} \text{ m}^{-2}$.
- Máximo para la fluencia neutrónica integral²⁴ en el estabilizador de cobre: $2 \times 10^{21} \text{ m}^{-2}$, equivalente a 10^{-4} dpa.
- Pico de calentamiento por radiación (nuclear heating) en el devanado de la bobina: $5 \times 10^3 \text{ W/m}^3$.

²⁴ Integral aquí se refiere a integrada en energía

Respecto a este último límite tenemos que comentar que durante el transcurso de una las tareas EFDA, relacionada con el blindaje de las bobinas y cuyos resultados se muestran en el Capítulo 5, se mencionó por parte de la coordinación una actualización del valor de pico de calentamiento por radiación en el devanado de la bobina a 50 W/m^3 que es 100 veces inferior al que acabamos de referir [18]. Teniendo en cuenta que los análisis que se presentan en este capítulo ya estaban completamente terminados y que las decisiones que se derivaron de estos fueron tomadas sin el conocimiento de este nuevo valor en esa fecha mantendremos las conclusiones ya obtenidas y sólo pasaremos a comentar la influencia de este cambio allí donde corresponda.

4.1.7 Criterios para la gestión de residuos

4.1.7.1 Operación

Actualmente los criterios que se utilizan para estimar la complejidad radiológica durante la operación de los residuos radiactivos tienen en cuenta dos aspectos: refrigeración y manipulación [20]. Los límites de manipulación están basados en la dosis que un trabajador o una máquina pueden tolerar mientras manipulan los residuos, y la magnitud que se usa para estos límites es la dosis de contacto (CD, siglas del término inglés Contact Dose):

- Manipulación manual (HOH): $CD < 10 \mu\text{Sv/h}$
- Manipulación manual protegida (SHOH): $10 \mu\text{Sv/h} < CD < 2 \text{ mSv/h}$
- Manipulación remota (RH): $CD > 2 \text{ mSv/h}$

Los límites de refrigeración están basados en la refrigeración necesaria para almacenar de forma segura los residuos radiactivos y se fijan en la magnitud del calor residual (DH, siglas del término inglés Decay Heat):

- Sin refrigeración (NONE): $DH < 10 \text{ W/m}^3$
- Refrigeración en seco (DRY): $10 \text{ W/m}^3 < DH < 2 \text{ kW/m}^3$
- Refrigeración húmeda (WET): $DH > 2 \text{ kW/m}^3$

Teniendo en cuenta estos límites la complejidad radiológica en operación se puede clasificar en diferentes niveles que se obtienen asignando puntuaciones a los criterios que se acaban de exponer [20].

Manipulación (H)	Refrigeración(C)	Dificultad	Puntuación (H+C)
HOH=1	NONE=0	nivel 1	1
SHOH=2	DRY=3	nivel 2	2
RH=3	WET=5	nivel 3	3,4,5
		nivel 4	6,7,8

Tabla 4-2 Valoración de la complejidad radiológica en operación

Los residuos que se encuentran en el nivel 1 pueden ser manipulados manualmente y no necesitan ningún tipo de refrigeración. Los que se encuentran en el nivel 2 pueden ser manipulados manualmente pero con protección y de nuevo no se requiere ningún tipo de refrigeración. Los que se encuentran en el nivel 3 requieren manipulación remota o refrigeración en seco. Finalmente, los que se encuentran en el nivel 4 requieren refrigeración activa (en seco o húmeda) y manipulación remota.

4.1.7.2 Clasificación según el nivel de actividad

En este apartado se describe la clasificación según la actividad propuesta por la IAEA [21]. El objetivo de esta clasificación es definir el tipo de eliminación final a la que será sometido el residuo radiactivo producido, en nuestro caso, durante la operación del reactor. En el caso que nos ocupa hemos utilizado la siguiente clasificación basada solo en el índice de desclasificación (clearance) y el calor residual (DH):

- Residuo exento (EW): por debajo del límite de desclasificación.
- Residuo de nivel bajo e intermedio (LILW): $DH < 2 \text{ kW/m}^3$.
- Residuo de alto nivel (HLW): $DH > 2 \text{ kW/m}^3$.

Esta clasificación obedece a que tipo de instalación puede albergar cada tipo de residuo: EW puede ir a vertederos convencionales, LILW puede ir a instalaciones de superficie y los HLW necesitan para su almacenamiento definitivo opciones exigentes como los almacenamientos geológicos profundos.

El índice de desclasificación (clearance) se calcula sumando la contribución del ratio entre actividad y el límite impuesto a esta para cada radioisótopo crítico. Es decir usando la expresión:

$$Clearance = \sum_{i=1}^n \frac{Actividad_i}{límite_i}$$

siendo n el número de radioisótopos. Si este índice es mayor que 1 el residuo no estaría desclasificado.

Finalmente, además de la clasificación por nivel de actividad, se ha tenido en cuenta el límite de 1000 Bq/g para el reciclaje del acero en fundiciones, dada la elevada cantidad de acero que se utiliza en algunos componentes del reactor.

4.2 Análisis preliminar de la envoltura DCLL

4.2.1 Funciones respuesta durante operación.

4.2.1.1 Capacidad de reproducción de tritio

En este trabajo el TBR se ha calculado como átomo de tritio producido por neutrón que entra en la envoltura. A este respecto mediante un cálculo de la corriente entrante en la envoltura se ha podido comprobar que aproximadamente el 85 % de los neutrones de fusión entran en la envoltura.

Para el cálculo del TBR se han tenido en cuenta tanto las reacciones con el ${}^6\text{Li}$ y ${}^7\text{Li}$, resultando que la de este último es insignificante en la práctica, teniendo una contribución menor al 0.1%.

En la cuarta columna de la Tabla 4-3 se muestran los resultados obtenidos para el TBR teniendo en cuenta las diferentes combinaciones de acero y agua que se han probado en los primeros 20 cm del hueco de la cámara de vacío²⁵ con el objetivo de blindar las bobinas. Claramente se observa que el TBR es prácticamente constante con un valor de 1.17 sin apenas notar la influencia del blindaje posterior (con una variación menor del

²⁵ La definición de estos primeros 20 cm se da en las dos primeras columnas de la Tabla 4-3.

1%). Este TBR es mayor que el valor de referencia de 1.10 [16], que se ha estimado para garantizar la autosuficiencia en tritio teniendo en cuenta que las incertidumbres en los datos nucleares, las zonas de los puertos que no tienen material regenerador y las pérdidas de tritio en el ciclo de combustible.

Finalmente, se quiere mencionar que el modelo neutrónico aquí utilizado no tiene en cuenta los huecos entre las diferentes unidades que forman la envoltura y por lo tanto sobrevalora el TBR calculado. Para hacernos una idea de cuánto se está sobrevalorando el TBR cabe destacar que, para diseños con unidades de envoltura más pequeñas y por lo tanto con más huecos que el nuestro, han estimado que la influencia es siempre inferior al 3% [16].

H₂O (cm)	Steel (cm)	Coolant VV	TBR	Peak Power (W/m³)
0	0	He	1.173	$2.09 \cdot 10^5$
10	0	He	1.172	$7.17 \cdot 10^3$
20	0	He	1.172	$3.12 \cdot 10^3$
10	0	H ₂ O	1.170	$4.66 \cdot 10^3$
20	0	H ₂ O	1.169	$2.49 \cdot 10^3$
10	10	He	1.172	$1.01 \cdot 10^3$
10	10	H ₂ O	1.169	$6.20 \cdot 10^2$

Tabla 4-3 Resultados del TBR (col. 4) y del pico de potencia depositada (col. 5) en las bobinas para las diferentes combinaciones de agua y acero estudiadas en el hueco de la cámara de vacío.

Blocks	Neutrons (MW)	Gammas (MW)	Total (MW)
I	$9.09 \cdot 10^1$	$3.02 \cdot 10^2$	$3.93 \cdot 10^2$
II	$9.43 \cdot 10^1$	$3.57 \cdot 10^2$	$4.51 \cdot 10^2$
III	$2.26 \cdot 10^1$	$7.93 \cdot 10^1$	$1.02 \cdot 10^2$
IV	$9.19 \cdot 10^2$	$5.55 \cdot 10^2$	$1.47 \cdot 10^3$
V	1.64	2.35	3.98
VI	$1.87 \cdot 10^2$	$2.66 \cdot 10^1$	$2.14 \cdot 10^2$
VII	2.22	$1.46 \cdot 10^1$	$1.68 \cdot 10^1$
TOTAL	$1.32 \cdot 10^3$	$1.34 \cdot 10^3$	$2.65 \cdot 10^3$

Tabla 4-4 Contribución a la potencia depositada en los bloques de la envoltura debida a neutrones y gammas

4.2.1.2 Blindaje de las bobinas de campo toroidal

En este apartado se ha analizado la potencia específica depositada en las bobinas de campo toroidal (TF-Coils) debido al calentamiento por radiación (nuclear heating). Se ha localizado el pico de potencia específica depositada y se han analizado algunos blindajes formados por diferentes combinaciones de acero y agua.

En la Fig. 4-6 se muestran las diferentes divisiones realizadas para calcular el pico de potencia específica y la localización del mismo, que ha resultado ser siempre la misma para los diferentes blindajes propuestos. En la Tabla 4-3 encontramos los valores para el pico de potencia específica para los diferentes blindajes que se detallan en la columna 1 y 2 de esa misma tabla y situados en los primeros 20 cm del hueco de la cámara de vacío. La primera columna corresponde a la capa que se encuentra justo después de la pared interna de la cámara de vacío y la segunda columna con la capa siguiente en dirección al exterior del reactor.

Observando los resultados de la Tabla 4-3 se puede ver que para cualquier combinación de 20 cm de los materiales considerados es suficiente para cumplir con el límite para el pico de potencia específica depositada en el devanado de la bobina (winding pack). Para un reactor DEMO este límite está estimado en $5 \times 10^3 \text{ W/m}^3$ [16]. Si consideramos la potencia específica la mejor combinación es agua como refrigerante de la cámara de vacío y un blindaje de 10 cm agua más 10 cm acero en el hueco de la cámara de vacío, obteniendo un factor de seguridad de ~ 10 . Además hay que tener en cuenta que este espesor de blindaje (20 cm) cumple con la limitación geométrica que impuesta en el parte interior del reactor que es donde se localiza el pico de potencia específica, Fig. 4-6. En este punto tenemos que resaltar que a luz del nuevo límite para la deposición de las bobinas los resultados obtenidos están ahora por encima de este nuevo requerimiento de diseño.

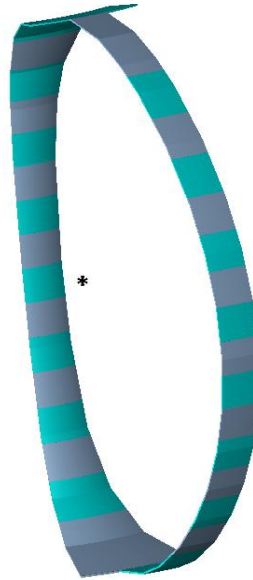


Fig. 4-6 División en zonas para localizar el pico de potencia.

4.2.1.3 Potencia depositada

La potencia depositada debida a la interacción de los neutrones y los fotones secundarios con los materiales de la envoltura ha sido calculada para poder estimar el factor de amplificación. La deposición de potencia total y la calculada para los diferentes bloques que componen la envoltura se muestran en Tabla 4-4 y en la Fig. 4-7. Se puede ver que la contribución al total de las gammas y los neutrones es similar y que la mayor deposición de potencia se da en las primeras capas de EUROFER y en la primera capa de LiPb.

Para el cálculo del factor de amplificación de la envoltura hacemos uso, de nuevo como en el cálculo del TBR, del hecho de que el 85 % de los neutrones entran en ella, ya que no estamos considerando la zona del divertor. Teniendo en cuenta estas consideraciones y 2790 MW de potencia de la fuente de neutrones el factor de amplificación es de 1.12 que es un poco menor de lo esperado para el modelo C del PPCS que es de 1.17 [1].

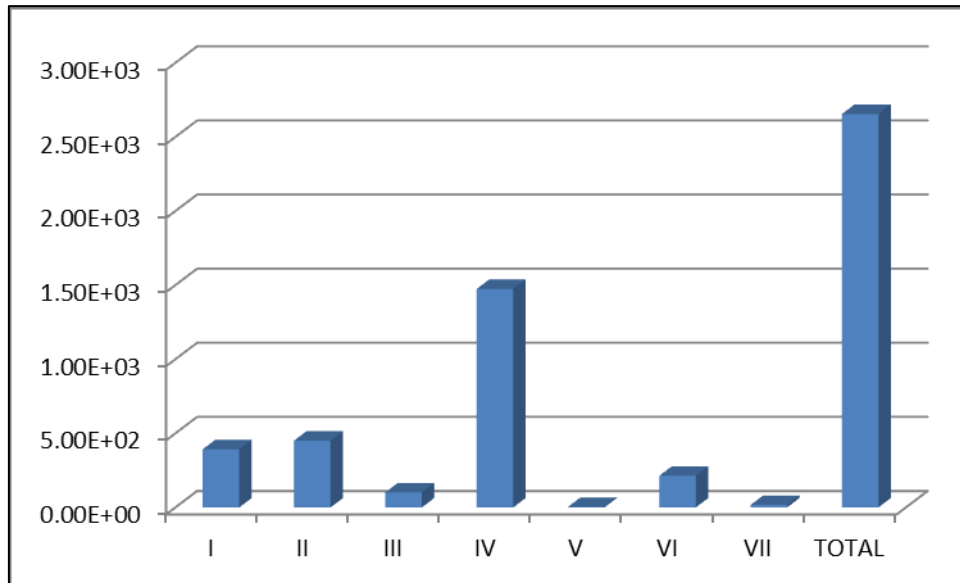


Fig. 4-7 Deposition de potencia total (MW) y en los diferentes bloques de la envoltura

4.2.1.4 Daño neutrónico

En este apartado se muestran los resultados del daño inducido por la radiación neutrónica en los materiales estructurales, EUROFER y SS316LN, de la envoltura y la cámara de vacío. Para estimar el daño se han calculado los desplazamientos por átomo (dpa) y producción de gas (H y He) en las diferentes capas de EUROFER (ver números en la Fig. 4-3) y para el SS316LN en el muro interno de la cámara de vacío ya que es la zona donde hay más flujo. Para el cálculo de estas magnitudes se han usado los flujos calculados con MCNP manipulados con ACAB y la librería de secciones eficaces de energía de daño [22]. Para estimar los dpa desde la energía de daño se ha usado el modelo NRT [23] utilizando la fórmula:

$$dpa = \sum_{i=1}^n 0.8 \frac{E_i}{2E_i^D}$$

siendo n el número de elementos, E_i la energía de daño calculada para el elemento i y E_i^D la energía de desplazamiento del elemento i .

Los resultados obtenidos se pueden dividir en dos partes. En la primera se caracteriza el comportamiento mecánico, fragilidad e hinchamiento, de los materiales estructurales a través de los dpa y del ratio He/dpa. La segunda se centra en la soldadura, que se ve afectada por la presencia de He, de aquellos componentes que podrían necesitar ser

reparados y al ser permanentes no se pueden cambiar, que en nuestro caso son el blindaje y la VV.

Los resultados para las diferentes capas de EUROFER de dentro hacia fuera se muestran en la Tabla 4-5. El límite de dpa que un acero ferrítico (o las versiones ODS correspondientes) puede soportar se ha estimado entre los 150 y los 200 dpa con unas condiciones de irradiación en las que la producción de He tenga un ratio He/dpa entorno a 10 [24]. Con este límite la primera pared tendría una vida útil de unos 6 años, que es mayor que los 5 años estimados para el reemplazamiento de la envoltura.

Asumiendo una vida de 40 años para la instalación al 100% de disponibilidad el daño acumulado en el blindaje, que está entre la zona regeneradora y la el muro interno de la cámara de vacío (zona 7), es de 6.8 dpa con 4 appm de He, lo que supera el límite para soldaduras que está fijado en 1 appm de He [25], y que hace que este componente finalmente no pueda ser permanente. Este hecho haría que este componente tuviera que ser sustituido junto con el resto de la envoltura lo que en principio puede llegar a ser aceptable aunque lo óptimo es tener que sustituir la menor cantidad de material posible y por tanto nos empuja a otras opciones de diseño como una división del blindaje en un componente a reemplazar y otro permanente como ya ha sido propuesto en otros modelos [1].

Zonas	DPA/y	H appm/y	He appm/y	He/ DPA appm/dpa
1	24.9	884	222	8.92
2	21.0	634	160	7.60
3	18.4	480	121	6.56
4	16.8	386	97	5.77
5	2.15	6.4	1.8	0.84
6	2.07	5.9	1.7	0.81
7	0.17	0.07	0.1	0.60
VV	0.025	0.025	0.11	4.49

Tabla 4-5 DPA y producción de gas por año en las diferentes capas de EUROFER

En lo que respecta al muro interno de la cámara de vacío los valores obtenidos para 40 años de operación y 100 % de disponibilidad son 0.1 dpa y 4.4 appm de He. Este valor se encuentra por encima de los valor estándar para ITER de un 1 appm lo que haría imposible este concepto ya que la cámara de vacío ha der ser forzosamente un componente permanente. Existen estudios que sugieren que el límite para soldadura en el caso del acero SS316LN es de 10 appm si se utiliza una soldadura de tipo TIG [26].

Aunque, aún tenien en cuenta este valor, el blindaje necesita ser optimizado para intentar alcanzar el límite de ITER y, a su vez, reducir las cargas por radiación en las bobinas.

4.2.2 Funciones respuesta asociadas a la parada

En esta sección se va a caracterizar el reactor desde el punto de vista de la producción de residuos radiactivos generados durante la operación del reactor. Lo primero será caracterizar el comportamiento de cada uno de los materiales activados atendiendo al componente más crítico para cada material y a las dos magnitudes más utilizadas: la dosis de contacto y el calor de decaimiento. También en el caso del acero del criostato se tendrá en cuenta la actividad para ver si es posible su reciclado en fundiciones. Posteriormente, se analizará la gestión de residuos global del reactor siguiendo los dos criterios expuestos en la sección 4.1.7: complejidad radiológica en operación y clasificación por nivel de actividad.

4.2.2.1 Envoltura y cámara de vacío

Para clasificar los residuos radiactivos utilizando los criterios definidos anteriormente se han evaluado las tasas de dosis de contacto y de calor residual, así como los radioisótopos más críticos, para los diferentes materiales de la envoltura y la cámara de vacío.

En las siguientes secciones se analizarán las zonas más críticas para cada material, a saber:

- La primera pared (FW, siglas en inglés de first wall) de EUROFER.
- La capa de SiC en la zona regeneradora más cercana al plasma.
- El canal de LiPb interior.
- La pared interna de la cámara de vacío hecha de SS316LN.

4.2.2.1.1 EUROFER

Para la primera pared (FW) de EUROFER la dosis de contacto se sitúa por debajo del límite SHOH antes de los 100 años de enfriamiento pero no es capaz de alcanzar el límite HOH en un tiempo razonable (mayor de 1000 años), ver Fig. 4-8. El límite de potencia

específica para la utilización de refrigeración en seco se cumple tras 5 años. Mientras que, tienen que pasar entre 10 y 50 años de enfriamiento, para que no sea necesaria refrigeración.

Como se muestra en la Fig. 4-8 los isótopos críticos en la CDR para que se cumpla el límite HOH son Co 60 hasta los 100 años y, posteriormente, el Nb 94. Este último no permite alcanzar el límite de HOH en un tiempo razonable (más allá de los 1000 años).

4.2.2.1.2 SiC

Como se muestra la Fig. 4-9 la dosis de contacto en el SiC comercial encuentra el límite de SHOH antes de los 50 años de enfriamiento y siempre está en el régimen de no refrigeración. Los isótopos críticos para el límite de HOH son, como en el caso del EUROFER, el Co 60 hasta los 100 años y, posteriormente, el Nb 94. Siendo de nuevo este último es que impide que se alcance el límite en un tiempo razonable.

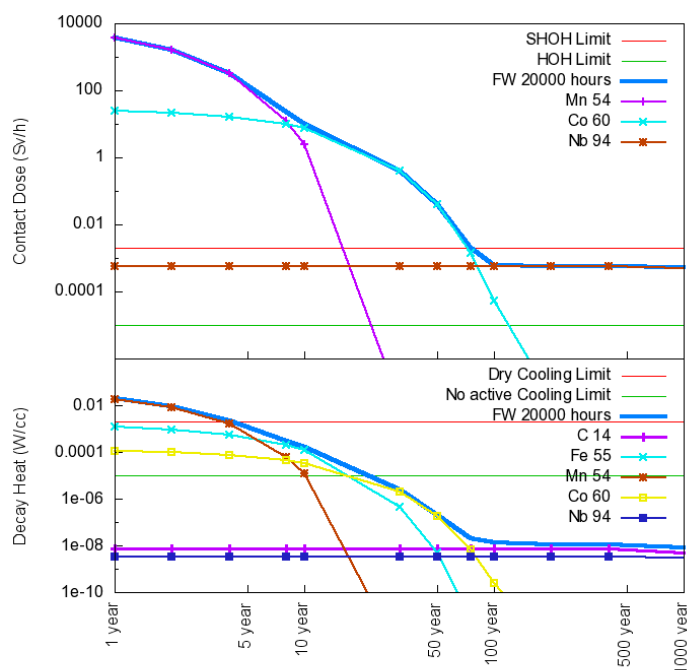


Fig. 4-8 Primera pared de EUROFER bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.

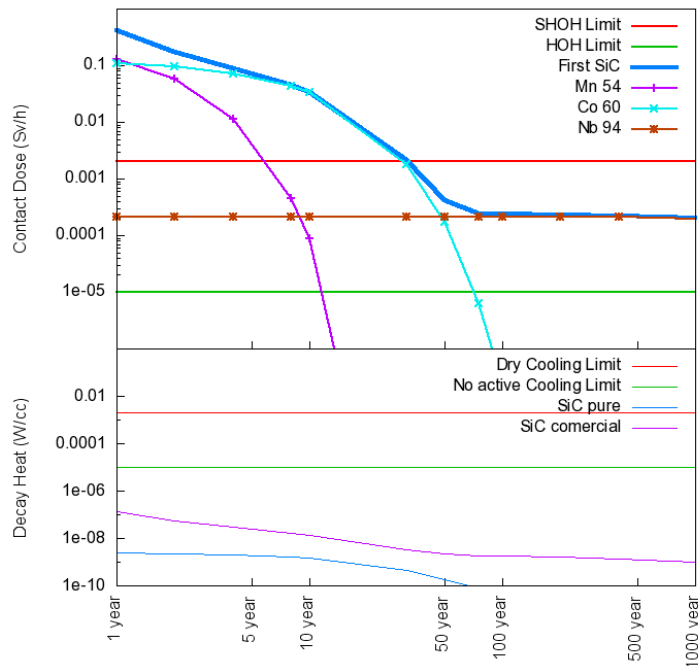


Fig. 4-9 Primera capa de SiC bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.

4.2.2.1.3 LiPb

En la Fig. 4-10 se puede ver que la dosis de contacto no está por debajo del límite SHOH en un tiempo razonable (más allá de los 1000 años). El calor residual muestra que es necesaria la refrigeración en seco durante los 100 primeros años de enfriamiento, mientras que después de este tiempo ya no es necesario ningún tipo de refrigeración. Este resultado es muy conservador ya que no se ha considerado la necesidad de extraer el tritio del LiPb para completar el ciclo de combustible. Si se elimina el tritio ya no habría problemas de refrigeración a los 5 años de enfriamiento como se ve en la Fig. 4-10.

Los isótopos críticos para el límite se SHOH son el Bi 207 hasta los 100 años de enfriamiento y el Bi 208 después de este tiempo. Este último es el más crítico ya que no permite alcanzar el límite de SHOH en un tiempo razonable (más allá de los 1000 años).

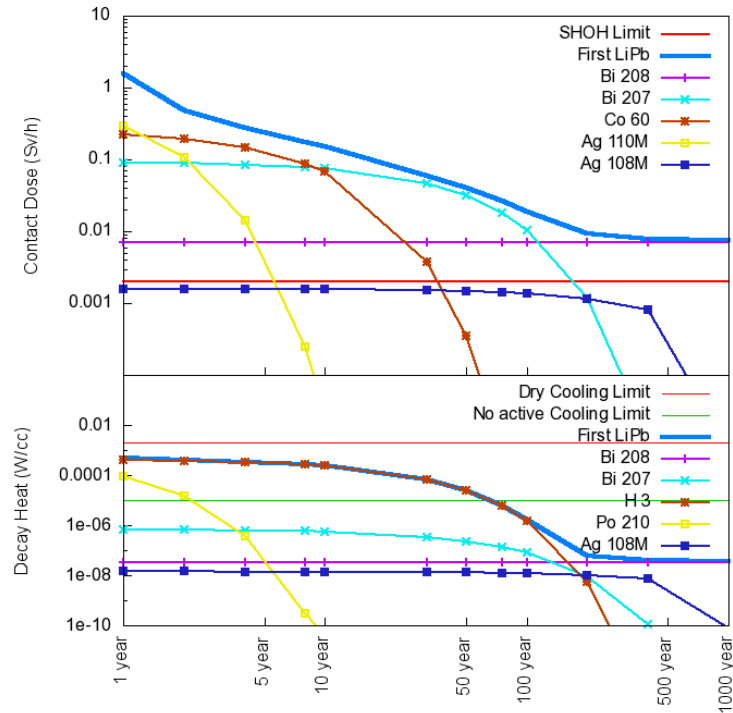


Fig. 4-10 Primera capa de LiPb bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.

4.2.2.1.4 SS316LN

Como la cámara de vacío es un componente permanente del reactor se ha analizado la pared interna en ambos escenarios de irradiación, DEMO y planta comercial, ver Fig. 4-11 y Fig. 4-12. Para el escenario DEMO el límite de SHOH se alcanza sobre los 100 años de enfriamiento y antes de los 50 años de enfriamiento ya no es necesario ningún tipo de refrigeración solo siendo necesaria refrigeración en seco en este periodo. Si se considera escenario de planta vemos que el límite SHOH pasa a no alcanzarse en un tiempo razonable (más allá de 1000 años).

Los isótopos críticos en la dosis de contacto son el Co 60 hasta los 100 años de enfriamiento y después el Nb 94. Para el calor residual son el Co 60 hasta los 100 años de enfriamiento, el Ni 63 desde los 100 años hasta los 400-500 años y el Nb 94 para tiempos de enfriamiento mayores.

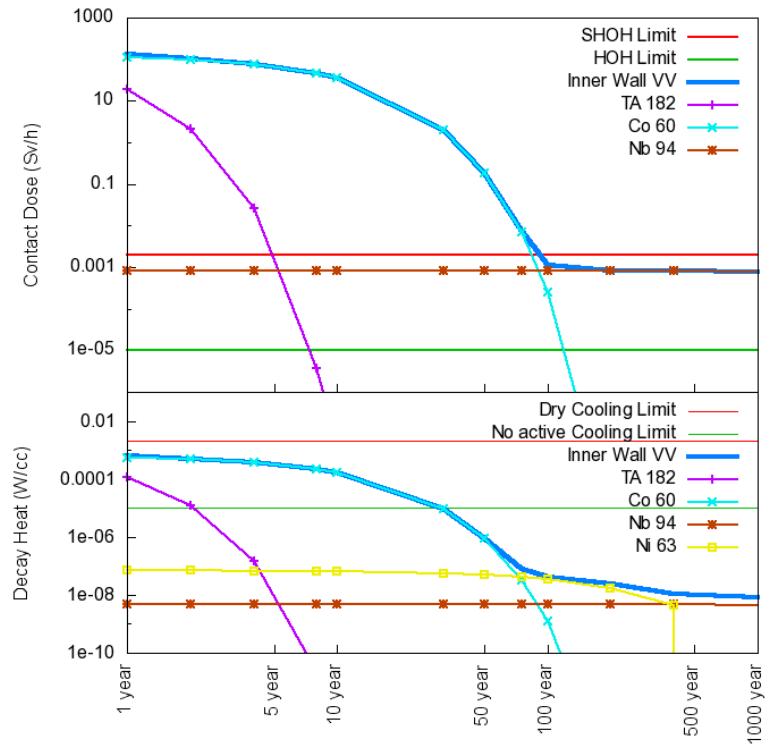


Fig. 4-11 Pared interna de la cámara de vacío (SS316LN) bajo escenario DEMO. Arriba: Dosis de contacto. Abajo: Calor residual.

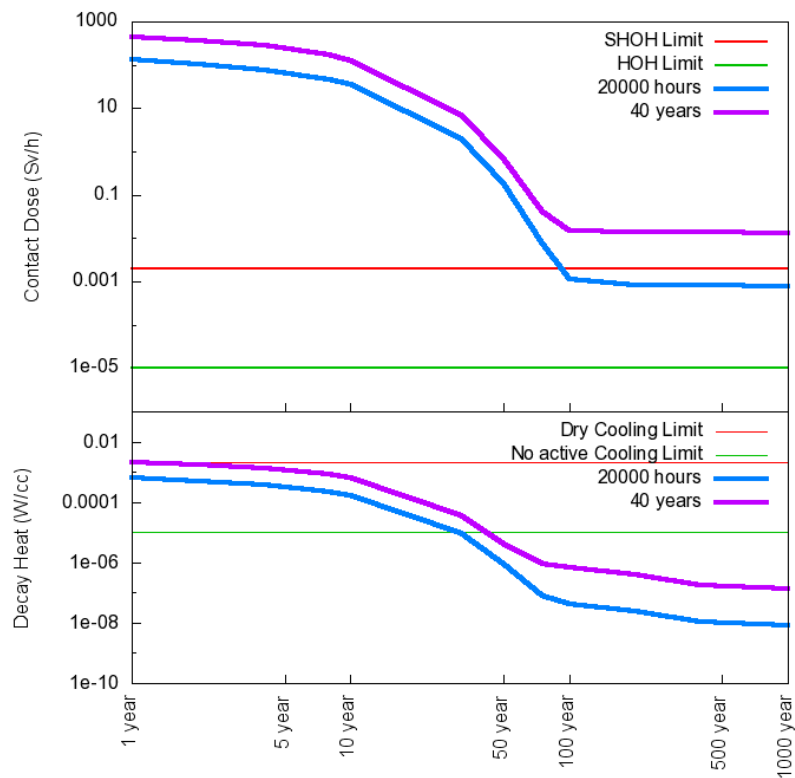


Fig. 4-12 Comparación de ambos escenarios para la pared interna de la cámara de vacío.

4.2.2.2 Criostato y blindaje biológico

El criostato y el blindaje biológico se analizan por separado porque se les pueden aplicar opciones de gestión de residuos más específicas, que a los componentes de la envoltura y la cámara de vacío, como el reciclado en fundiciones para metales (recycling in foundries) y la desclasificación como residuo nuclear (clearance).

En la Fig. 4-13 se muestra el índice de desclasificación (clearance) para el blindaje biológico y la actividad para el criostato para el escenario DEMO (20000 horas) y el de planta (40 años) ya que ambos son componentes permanentes del reactor.

El criostato, hecho de SS316LN, cumple con el límite de 1000 Bq/g para reciclado en fundiciones dentro de los 100 años de enfriamiento (entre 10 y 50 años para el escenario DEMO y 100 años para el escenario de planta).

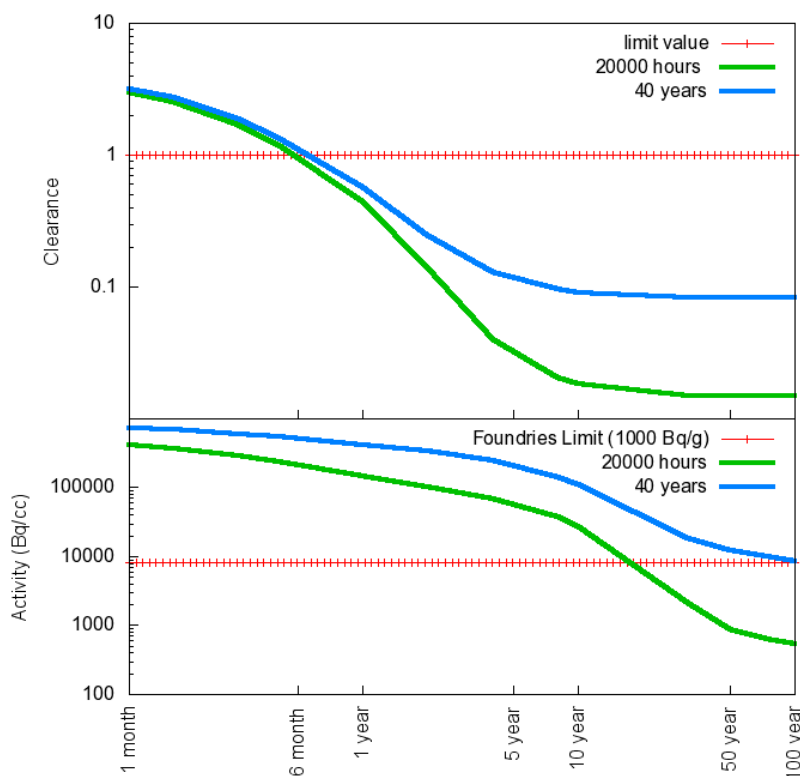


Fig. 4-13 Arriba: Clearance para el blindaje biológico. Abajo: Actividad para el criostato.

En el blindaje biológico, hecho de hormigón convencional, se han analizado los 50 primeros centímetros de espesor y cumple con el límite de desclasificación dentro del primer año de enfriamiento para ambos escenarios de irradiación.

4.2.2.3 Gestión

4.2.2.3.1 Complejidad radiológica en operación

En la Fig. 4-14 y la Fig. 4-15 se muestra la distribución de la masa total para cada nivel de complejidad radiológica en operación para ambos escenarios de irradiación y tres tiempos de enfriamiento diferentes: 1, 10 y 100 años. Todos los residuos producidos están entre el nivel 1 y el 3 tras 100 años de enfriamiento, esquivando el nivel 4 que es el más problemático.

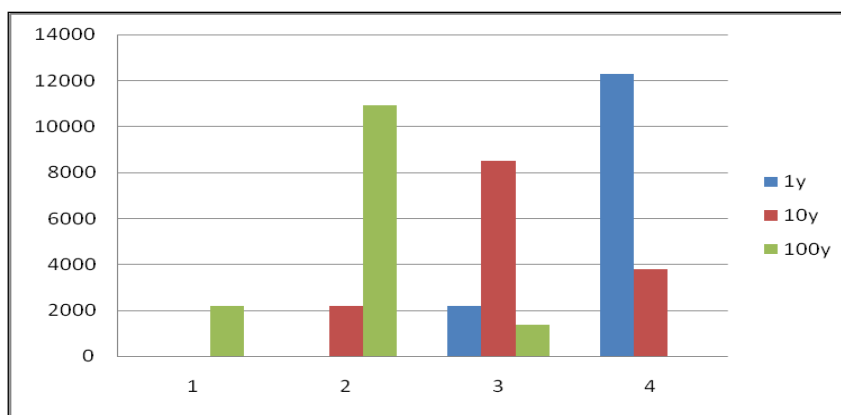


Fig. 4-14 Distribución de la masa total (en toneladas) para cada nivel de complejidad radiológica en operación bajo escenario DEMO.

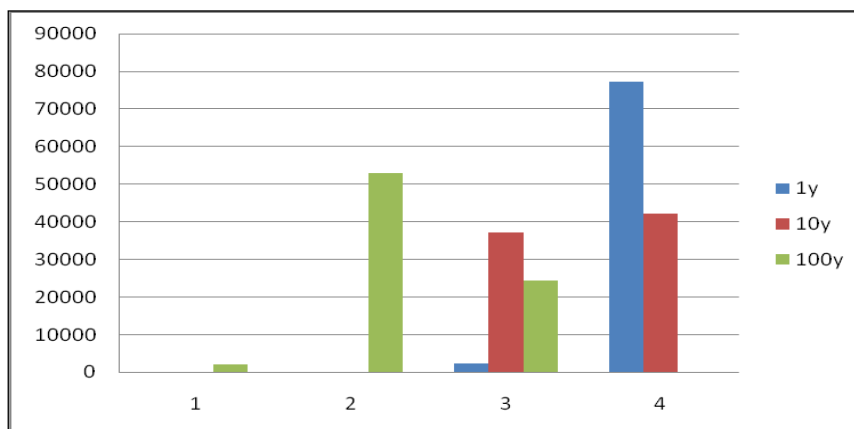


Fig. 4-15 Distribución de la masa total (en toneladas) para cada nivel de complejidad radiológica en operación bajo escenario de planta.

Level	1y	10y	100y	1000y
LILW(DEMO)	12256	12443	12443	12443
HLW(DEMO)	187	0	0	0
LILW(Plant)	61112	64335	64335	64335
HLW(Plant)	3223	0	0	0

Tabla 4-6 Masa en toneladas para ambos escenarios de irradiación

4.2.2.3.2 Clasificación por nivel de actividad

Siguiendo la clasificación de la IAEA descrita anteriormente se muestran la masa en toneladas para baja y media actividad (LILW) y para alta actividad (HLW) para los materiales de la envoltura y de la cámara de vacío. Se puede observar que a partir de los 10 años de enfriamiento todos los residuos son de baja y media actividad.

4.2.3 Conclusiones

El análisis preliminar realizado al modelo inicial ha permitido evaluar las principales funciones respuesta asociadas al funcionamiento del reactor tanto operación como en parada. Los resultados obtenidos muestran en general un buen comportamiento de la envoltura cumpliendo todos los requerimientos de diseño elegidos exceptuando el nuevo límite para el pico de calor nuclear en el devanado de la bobina. Aun así, los resultados muestran claramente que la envoltura necesita ser optimizada en lo que respecta a su capacidad de regeneración de tritio y en el blindaje de las bobinas. La optimización de la capacidad de regeneración de tritio es objeto de otra tesis presentada en Julio de 2014 [3] y no es abordada en esta tesis. En el caso del blindaje de las bobinas, el análisis realizado ha de ser extendido para tener en cuenta todas las cargas por radiación (sección 4.1.6), así como el blindaje ha de ser rediseñado teniendo en cuenta que ahora no podría ser un componente permanente, cuestión que será tratada detalladamente en la sección 4.3.

En lo que se refiere a la gestión de residuos del reactor se han clasificado los residuos radiactivos atendiendo a la complejidad radiológica de operación y a la eliminación final del residuo. En la clasificación según la complejidad radiológica de operación se ha seguido el baremo utilizado actualmente en reactores FCM. Mientras que en la clasificación de la eliminación de residuos se ha utilizado la clasificación por nivel de actividad de la IAEA y el criterio de reciclado en fundiciones para los aceros.

Para ambos escenarios de irradiación, DEMO y planta de potencia, todos los residuos generados en la envoltura y la cámara de vacío son de media y baja actividad después de un año de enfriamiento y no existen residuos del nivel 4 de complejidad en operación después de 100 años de enfriamiento. Ninguno de los materiales que componen la envoltura son susceptibles de ser declarados como residuos exentos o reciclados en fundiciones.

El blindaje biológico puede ser declarado como residuo exento antes del primer año de enfriamiento, mientras el criostato se puede reciclar en fundiciones entre los 15 y los 50 años de enfriamiento para el escenario DEMO y a los 100 en el caso de planta de potencia.

4.3 Propuesta de materiales para el blindaje de las bobinas

Una de las funciones respuesta claves a la hora de caracterizar un reactor es la potencia específica depositada en las bobinas TF. Estas bobinas presentan fuertes limitaciones tanto de calor, debido a que mantener el estado superconductor que requiere muy bajas temperaturas, como de resistencia a la radiación de determinados componentes como el aislante. Para lograr blindar estos componentes tenemos dos opciones principales: el diseño de la envoltura, sobre todo en la zona que se localiza justo detrás de la zona de regeneración de tritio y antes de la cámara de vacío, y el diseño de la cámara de vacío en sí mismo. Como lo que nos ocupa aquí es el diseño de la envoltura nos hemos centrado en la zona de blindaje que se encuentra en esta. Debido a los resultados obtenidos con el modelo inicial, donde se vio que si esta zona está compuesta de un solo componente de acero no podría ser permanente debido a su alto contenido el He, se ha optado por dividirla en dos, un blindaje de alta temperatura (HTS) y otro de baja (LTS) (ver sección 4.1.1.2), siguiendo el mismo proceso que el modelo C del PPCS [1].

Actualmente, la aproximación usada para caracterizar el blindaje de las bobinas tiene en cuenta los requerimientos para las cargas debidas a la radiación en las bobinas y el límite de soldadura de la cámara de vacío [27]. En la selección de materiales para el HTS se suelen usar aceros (en el caso de europeo EUROFER), que modera los neutrones a través de las reacciones inelásticas del Fe, además de diferentes combinaciones de carburos de tungsteno (WC) y de boro (B_4C) ya que estos materiales combinan elementos

que absorben los neutrones, como el W y el B, con elementos que los moderan, como el C. En el caso del LTS se suelen elegir materiales con alto contenido en hidrogeno debido a su capacidad de moderación, en este sentido varios autores han analizado el uso de hidruros metálicos [27] debido a su alto contenido en hidrógeno.

En el trabajo que aquí se presenta se ha realizado un análisis global que tiene en cuenta, además de las cargas debidas a la radiación y el límite de soldadura de la cámara de vacío, el impacto de la elección de materiales en la gestión como residuo de la cámara de vacío. Para el HTS se han comparado el comportamiento del Eurofer, de largo el más utilizado, con otros materiales como el WC y el B₄C, ya propuestos en algunos modelos de DCLL [27], con otros que merece la pena explorar como WB₄C y el grafito. En el caso del LTS, hemos reducido la lista de potenciales candidatos seleccionando solo aquellos que tienen una presión de disociación conocida y no liberan hidrógeno a temperaturas menores a los 600° C [28]. El TiH₂ y el ZrH₂ se han seleccionado teniendo en cuenta este criterio, pero además se ha añadido el Zr(BH₄)₄, que no responde estrictamente al criterio que acabamos de comentar ya que su presión de disociación no es bien conocida pero según [29] parece razonable asumir que será similar a la del ZrH₂.

4.3.1 Consideraciones previas

4.3.1.1 Materiales

En la Tabla 4-7 se muestran los materiales usados en los blindajes HTS y LTS con sus densidades y contenido de hidrógeno.

Blindaje	Material	Densidad (gr/cm³)	Contenido de H (átomos·10²²)/cm³
HTS	B ₄ C	2.52	0
	graphite	2.23	0
	Eurofer	7.82	0
	WC	15.63	0
	WB ₄ C	10.5	0
LTS	ZrH ₂	5.6	7.2
	Zr(BH ₄) ₄	1.18	7.5
	TiH ₂	3.77	9.1

Tabla 4-7 Densidad y contenido de H de los materiales usados en los blindajes HTS y LTS

4.3.1.2 Criterios para analizar los materiales candidatos al blindaje

De entre los criterios ya definidos al principio de este capítulo, la carga en las bobinas debida a la radiación y la producción de residuos y helio en el muro interno de la cámara de vacío, son los que se han utilizado a la hora de caracterizar los diferentes materiales candidatos al blindaje situado a continuación de la zona de regeneración de tritio. A su vez los escenarios de irradiación utilizados son los mismos ya definidos.

4.3.2 Resultados

4.3.2.1 Blindaje de las bobinas

Los resultados de las cargas de radiación sobre las bobinas TF se muestran en la Tabla 4-8. En esta tabla están las diferentes combinaciones de materiales que se analizan para los blindajes HTS y LTS asumiendo un año de irradiación con 100% de disponibilidad (multiplicando por 2.3 y 40 se obtendría los valores para DEMO y comercial respectivamente) y el valor máximo localizado en el plano ecuatorial de zona interior del reactor. Todas las combinaciones de materiales analizadas cumplen con el límite para el calentamiento por radiación en el devanado de la bobina por lo menos con un orden de magnitud de margen para el valor del límite original. En el caso del valor actualizado a 50 W/m^3 solo las combinaciones que están con fondo verde en la Tabla 4-8 quedan por debajo del límite, donde se aprecia que ninguna combinación con EUROFER en el HTS cumple con este valor. En el caso de la fluencia neutrónica, tanto el espectro rápido en el superconductor como el máximo de la integral en el estabilizador de cobre, están varios ordenes de magnitud por debajo de los requerimientos de diseño considerando ambos escenarios de irradiación (DEMO y comercial).

En el caso de dosis absorbida debida a neutrones y fotones en el aislante epoxy no hay ningún problema para cumplir con el límite de 10 MGy en el caso de un escenario DEMO. Sin embargo, en el caso de un escenario de planta comercial todos los límites están alrededor del límite para dosis absorbida ($2.5 \cdot 10^5 \text{ Gy/año}$, que equivale a 10 MGy en 40 años): cinco (con fondo verde en la Tabla 4-8) de las quince combinaciones cumplen el requerimiento de diseño mientras que las restantes están en el mismo orden de magnitud. A pesar de esto, para estas combinaciones parece fácil alcanzar el límite si se

optimiza el diseño de la cámara de vacío (por ejemplo usando muros de mayor grosor como los del modelo C, ver sección 4.1.1.2, o materiales borados).

4.3.2.2 Gestión de residuos y producción de He

A. Gestión de residuos

Para el caso de los materiales de los blindajes HTS y LTS la dosis de contacto y el calor de decaimiento se han analizado teniendo en cuenta su composición sin impurezas. Los resultados obtenidos muestran que ningún tipo de restricción es necesaria en su manipulación y que no es necesario refrigerar. Remarcamos de nuevo que, con la excepción del SS316LN de la cámara de vacío, los materiales analizados se han considerado puros y que las trazas de impurezas pueden tener gran efecto en estos resultados.

En la Fig. 4-16 y en la Fig. 4-17 se muestran la dosis de contacto y el calor de decaimiento para el SS316LN (con impurezas) del muro interno de la cámara de vacío teniendo en cuenta el mejor, WB_4C , y el peor caso de los materiales usados, grafito.

Se puede ver que el límite de HOH se cumple (o está muy cerca de hacerlo) para todos los materiales del HTS cuando se combinan con el TiH_2 o para cualquier hidruro en el caso de que el material para el HTS sea WB_4C . Estos resultados, en comparación con aquellos del modelo inicial (Fig. 4-12), donde el blindaje era solo de 10 cm de Eurofer, muestran que es posible alcanzar el límite de manipulación manual (blindada o no) en vez de manipulación remota. En el caso del calor residual, se puede ver que todas las combinaciones estudiadas no necesitan refrigeración después de 10 años en comparación con los 50 años que hacían falta en el modelo inicial (Fig. 4-12)

HTS\LTS	Absorbe dose Epoxy (Gy/year)			Fast neutron fluence (1/cm ² year)			Nuclear Heating Winding Pack (W/m ³)			Integral neutron fluence Winding pack (1/cm ² year)		
	TiH ₂	ZrH ₂	Zr(BH ₄) ₄	TiH ₂	ZrH ₂	Zr(BH ₄) ₄	TiH ₂	ZrH ₂	Zr(BH ₄) ₄	TiH ₂	ZrH ₂	Zr(BH ₄) ₄
Eurofer	1.02·10 ⁶	7.20·10 ⁵	2.29·10 ⁶	2.55·10 ¹⁶	1.00·10 ¹⁶	2.88·10 ¹⁷	6.64·10 ¹	7.84·10 ¹	1.57·10 ²	7.79·10 ¹⁶	1.44·10 ¹⁷	7.16·10 ¹⁷
WC	3.56·10 ⁵	2.10·10 ⁵	5.31·10 ⁵	3.33·10 ¹⁵	5.21·10 ¹⁵	7.41·10 ¹⁵	3.48·10 ¹	2.22·10 ¹	1.86·10 ¹	3.17·10 ¹⁶	4.34·10 ¹⁵	8.02·10 ¹⁶
WB₄C	1.87·10 ⁵	2.85·10 ⁵	2.49·10 ⁵	5.76·10 ¹⁵	2.58·10 ¹⁵	6.75·10 ¹⁵	1.72·10 ¹	1.38·10 ¹	2.90·10 ¹	2.66·10 ¹⁶	4.72·10 ¹⁶	7.63·10 ¹⁶
Graphite	9.41·10 ⁵	6.69·10 ⁵	8.80·10 ⁵	1.93·10 ¹⁶	1.55·10 ¹⁶	2.85·10 ¹⁶	7.03·10 ¹	3.59·10 ¹	7.02·10 ¹	1.29·10 ¹⁷	9.99·10 ¹⁶	2.36·10 ¹⁷
B₄C	2.46·10 ⁵	2.37·10 ⁵	7.35·10 ⁵	5.36·10 ¹⁵	6.11·10 ¹⁵	1.58·10 ¹⁶	2.22·10 ¹	1.39·10 ¹	4.22·10 ¹	8.52·10 ¹⁶	7.42·10 ¹⁶	1.85·10 ¹⁷

Tabla 4-8 Cargas de radiación por año para las diferentes combinaciones de materiales utilizadas en los blindajes HTS y LTS.

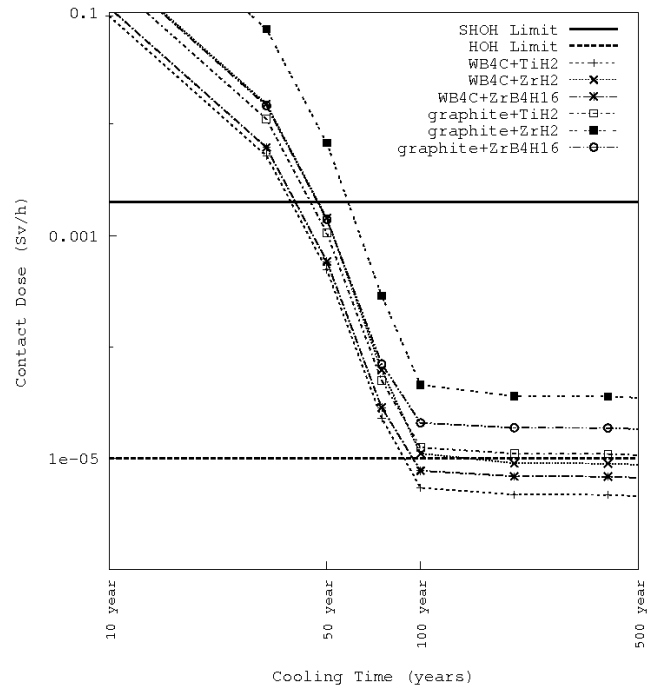


Fig. 4-16 Dosis de contacto para el WB₄C y el grafito para 40 años de irradiación y 100% de disponibilidad.

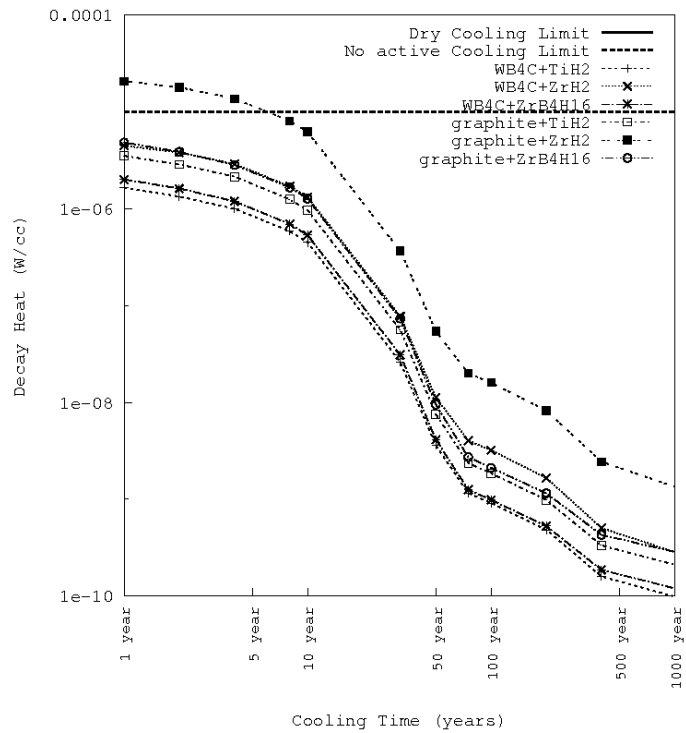


Fig. 4-17 Calor de decaimiento para el WB₄C y el grafito para 40 años de irradiación y 100% de disponibilidad.

B. Producción de He

En la Tabla 4-9 se muestra la producción de He en el muro interno de la cámara de vacío. Para 40 años de irradiación y una disponibilidad del 100% los valores obtenidos están por debajo del valor de diseño de ITER para soldadura. Estos resultados mejoran los obtenidos en el estudio preliminar donde los valores rondaban los 4 appm de He (ver sección 4.2.1.4).

HTS\LTS	TiH₂	ZrH₂	Zr(BH₄)₄
Graphite	9.66E-02	2.17E-01	1.78E-01
Eurofer	4.94E-03	1.14E-01	1.15E-01
WC	1.90E-05	1.08E-01	8.18E-02
WB ₄ C	4.50E-02	6.53E-02	7.00E-02
B ₄ C	7.75E-02	1.27E-01	1.39E-01

Tabla 4-9 Producción de He (appm) para 40 años de irradiación y 100% de disponibilidad

4.3.3 Conclusiones

Varias combinaciones de materiales para el blindaje se han evaluado teniendo en cuenta su capacidad de minimizar las cargas por radiación en las bobinas. Además se ha tenido en cuenta el impacto de estos materiales en la activación y la producción de He del muro interno de la cámara de vacío.

En el caso del escenario DEMO todos los requerimientos de las cargas por radiación se cumplen para las diferentes combinaciones estudiadas si se tienen en cuenta los requerimientos iniciales. En el caso del calor por radiación en el devanado de la bobina el límite actualizado hace que con algunas combinaciones no se cumpla con este requerimiento (sobre todo en caso de que el HTS este hecho de EUROFER). En el caso de escenario comercial la dosis absorbida en el aislante comienza a ser un aspecto crítico: solo cinco de las quince combinaciones estudiadas cumplen con este requerimiento. De todas formas ambos problemas, tanto el calor por radiación como la dosis absorbida, parece que pueden ser resueltos con la optimización de la cámara de vacío que ahora mismo es demasiado delgada en comparación con otros modelos como el C del PPCS (ver sección 4.1.1.2).

En lo que respecta a la gestión de residuos de la cámara de vacío en el caso del escenario comercial vemos que todas las combinaciones analizadas están cerca del límite

de HOH y no necesitan ningún tipo de refrigeración después de los 10 años de tiempo de enfriamiento. Esto representa un gran avance respecto al modelo anterior que necesitaba mantenimiento remoto y 50 años de refrigeración.

En el caso de la producción de helio en el muro interno todas las combinaciones se encuentran por debajo del límite de diseño para soldadura de 1 appm utilizado en ITER con al menos un factor 5 de seguridad en contraposición al diseño anterior que se encontraba en 4 appm.

4.4 Dosis en parada

La evaluación de la dosis residual una vez la instalación está parada es crucial a la hora de planificar el mantenimiento de la instalación ya que determina las zonas en las que pueden entrar trabajadores, o en caso de que esto no fuera posible, las zonas donde es necesario mantenimiento remoto. Además, en este último caso, es también importante caracterizar el entorno de radiación al que se verá sometida la maquinaria utilizada durante el mantenimiento ya que esta ha de ser capaz de funcionar correctamente bajo la presencia de radiación.

En la práctica, lo expuesto en el párrafo anterior se traduce en la estimación de la dosis biológicas que recibirían los trabajadores así como las dosis absorbidas por los diferentes componentes de la maquinaria susceptibles de funcionar de manera incorrecta bajo radiación. Los resultados obtenidos en este trabajo se han caracterizado usando el equivalente de dosis ambiental [30] para los trabajadores y, en el caso de la maquinaria, las dosis absorbidas en Silicio y en Sílice ya que estos materiales son relevantes para la electrónica y las guías ópticas que son elementos críticos cuando están expuestos a radiación.

En esta sección se ha evaluado la dosis residual en el modelo actualizado con la combinación de materiales EUROFER y TiH₂ para el blindaje de alta y baja temperatura respectivamente. El entorno de radiación se ha caracterizado sobre todo en el interior de la cámara de vacío que es donde las máquinas de mantenimiento remoto tienen que operar para poder sustituir los diferentes componentes de la envoltura y el divertor, y en la zona que se encuentra entre la cámara de vacío y el criostato para ver tanto si es susceptible de

mantenimiento manual como la dosis que recibirían las máquinas en caso de tener que trabajar allí.

Finalmente cabe destacar que este tipo de cálculos es la primera vez que se han realizado para un modelo DEMO basado en la envoltura DCLL.

4.4.1 Consideraciones de los cálculos R2S

Para la estimación del entorno de radiación dentro de la zona interior al criostato, y en aras de ser conservadores, se ha seleccionado el escenario de planta comercial. Los tiempos de enfriamiento que se han considerado van desde la hora hasta el mes.

Los límites de los grupos de energía utilizados caracterizar la fuente de fotones de decaimiento son (0, 0.01, 0.02, 0.05, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 1.2, 1.4, 1.7, 2.0, 2.5, 3.0, 4.0, 5.0, 6.5, 8, 10, 12, 14, 20) en MeV.

En los cálculos de activación solo se han tenido en cuenta los materiales estructurales de la envoltura (EUROFER y SiC) y la cámara de vacío (SS316LN). Con esta aproximación se está considerando que los refrigerantes (He y LiPb) han sido extraídos antes de que las operaciones de mantenimiento comiencen.

Para la estimación de la tasa dosis absorbida se han utilizado los materiales Si y SiO₂. Esta elección responde a que el Si es un material usual para los componentes electrónicos mientras que el SiO₂ está presente en los componentes de fibra óptica de las máquinas de mantenimiento remoto. Además, se ha calculado la tasa de dosis ambiental equivalente [30] en aras de estimar el entorno de radiación para trabajadores.

La malla seleccionada para los cálculos R2S es una maya cilíndrica con intervalos de 10 cm en la direcciones Z y R, y un solo intervalo para la dirección θ . Esta elección se justifica en la simetría del problema, sólo rota por la bobina de campo toroidal que por otro lado no se considera en el cálculo de activación. Además, esta elección minimiza de forma considerable el número de voxels a activar y mejora de la estadística al usar voxels más grandes lo que permite reducir el número de historias a utilizar. Por último, mencionar que tanto en el cálculo de flujo de neutrones como de dosis se ha considerado que estos no se ven afectados por la presencia del equipamiento de mantenimiento remoto o trabajadores.

A la vez del análisis R2S de la dosis residual se ha utilizado la tasa de dosis de contacto (CDR) para analizar de forma detallada el comportamiento de los diferentes componentes. Para este fin se ha modificado la tradicional dosis de contacto absorbida en aire²⁶ por otra que es absorbida en Si. De ahora en adelante haremos referencia a esta tasa de dosis de contacto como Si-CDR (Si Contact Dose Rate).

4.4.2 Resultados de dosis en parada

En la Tabla 4-10 se muestra los resultados obtenidos para la exposición a los componentes activados de la envoltura (Eurofer y SiC) y la cámara de vacío (SS316LN) a los tiempos de enfriamiento de hora, día, 10 días y mes. Las tasas de dosis se han estimado en dos puntos situados en el plano ecuatorial: por un lado, en el centro de la cámara, y por otro lado, en la distancia media entre la cámara de vacío y el criostato (círculos negros de la Fig. 4-18).

Material	Zona	1 hora	1 día	10 días	1 mes
SiO₂ (Gy/h)	Interior	31117	5994	5801	5515
	Exterior	0.249	0.192	0.187	0.179
Si (Gy/h)	Interior	31494	6084	5887	5594
	Exterior	0.251	0.194	0.189	0.181
H*(10) (Sv/h)	Interior	36199	7070	6842	6509
	Exterior	0.294	0.227	0.222	0.212

Tabla 4-10 Tasa de dosis absorbida en Si y en SiO₂, y tasa de dosis equivalente ambiental (H*(10)) en el interior y el exterior de la cámara de vacío.

En la Fig. 4-18 se muestra la distribución espacial de la tasa de dosis absorbida en Si a 1 hora de enfriamiento. El lado derecho muestra la contribución del SS316LN de la cámara de vacío y el lado izquierdo la contribución del EUROFER y el SiC de la envoltura.

En el intervalo de tiempo de la hora al mes los valores para la tasas de dosis absorbida, tanto en Si como en SiO₂, van de 31 y 5.5 kGy/h en el interior de la cámara y de 250 a 180 mGy/h en la zona exterior. Por otro lado, la dosis ambiental equivalente muestra valores un poco más altos que las tasas de dosis absorbida en Si y SiO₂, estos valores van de 36 a 6.5 kGy/h en el interior y de 290 a 210 mSv/h en el exterior.

²⁶ Los códigos de activación habitualmente (al menos FISPACT y ACAB) calculan esta dosis absorbida teniendo en cuenta que el material hipotético en el que se absorbería la radiación es el aire.

Teniendo en cuenta que el límite de dosis total que puede acumular durante 5 años un trabajador expuesto es, según los estándares de la ICRP [30], de 100 mSv se puede ver que en media hora ya se superaría dicho límite. Esta situación hace que sean necesarias operaciones de mantenimiento remoto en la instalación. La contribución de los diferentes materiales a las tasas de dosis se ha analizado de forma separada mostrando que el EUROFER de la envoltura contribuye en un 99% a las tasa de dosis del interior mientras que el SS316LN es el contribuyente más crítico a las dosis del exterior.

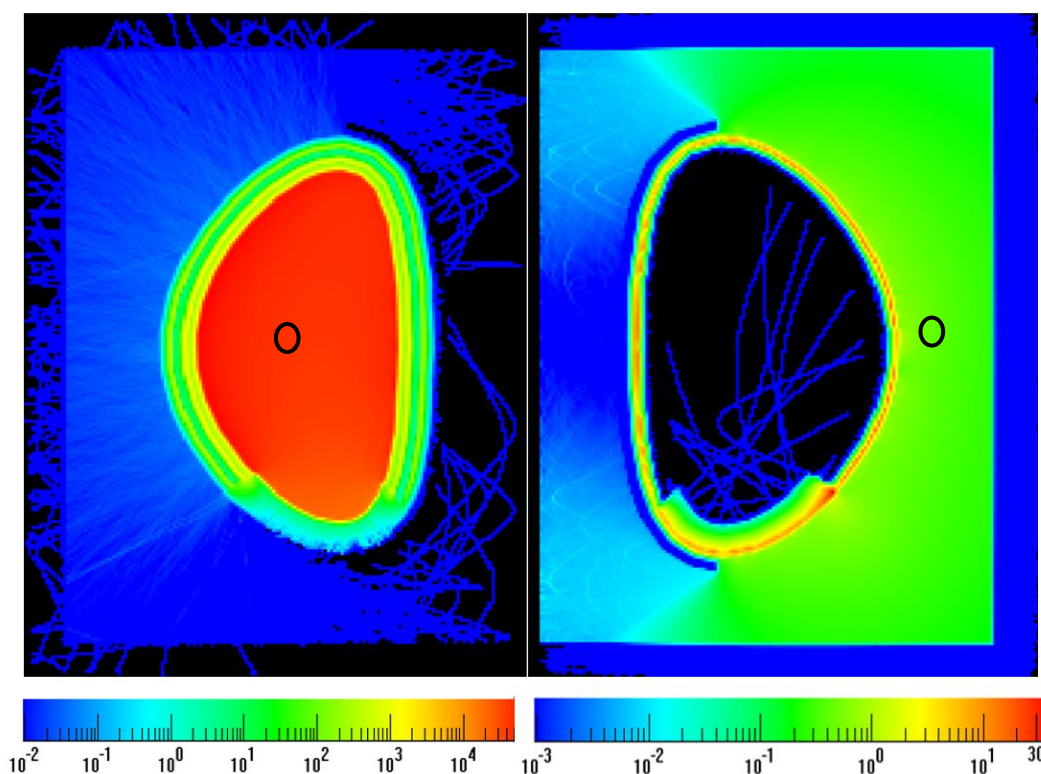


Fig. 4-18 Tasa de dosis absorbida en Si (Gy/h) a una hora de enfriamiento: interior de la cámara de vacío (izquierda) debido a los materiales estructurales de la envoltura (EUROFER y SiC); y la zona exterior debido al SS316LN de la cámara de vacío. Los círculos negros muestran los puntos de medida usados en la Tabla 4-10.

En la Fig. 4-19 se muestra la Si-CDR calculada para la primera pared (FW) de EUROFER y el muro interior de la cámara de vacío. Estos resultados pueden compararse con los obtenidos por medio del método R2S debido a que las dosis interiores y exteriores provienen de un solo material, EUROFER y SS316LN para el interior y el exterior de la cámara respectivamente. De esta manera la evolución temporal y los isótopos críticos pueden ser extrapolados.

Si nos fijamos en la evolución temporal de la Si-CDR y los resultados del R2S se puede ver que los valores en el interior y el exterior estarán alrededor de 5 kGy/h y 100 mGy/h desde 1 día hasta un 1 año respectivamente. Desde 1 hora hasta los 10 años el isótopo más crítico es el ^{54}Mn que proviene de los elementos constituyentes Fe (90%) y Mn (10%). Merece la pena mencionar que los valores para la tasas de dosis entre 1 hora y 1 día son 6 veces más grandes que después debido a la presencia de ^{56}Mn . En el caso de la tasa de dosis en el exterior el ^{60}Co es el más crítico proviene en más de un 26% del elemento constituyente Co perteneciente al SS316LN aunque el ^{182}Ta y el ^{58}Co contribuyen hasta el año de enfriamiento.

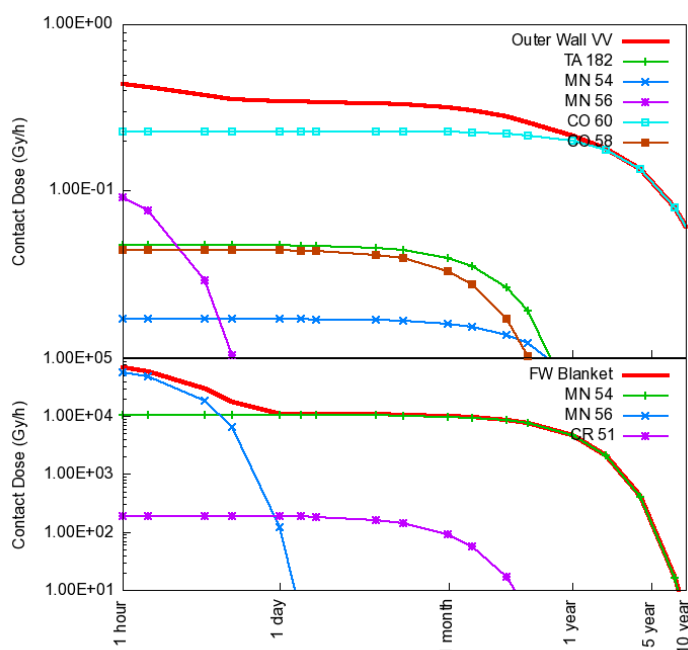


Fig. 4-19 Tasa de dosis de contacto absorbida en Si para la primera pared de la envoltura y el muro interno de la cámara de vacío.

4.4.3 Conclusiones

Se ha presentado por primera vez una caracterización preliminar del entorno de radiación tras la parada del reactor para un modelo DCLL. Esta caracterización tiene como principal objetivo estimar el orden de magnitud de la dosis residual que nos podemos encontrar para trabajadores y máquinas que es una magnitud crítica a la hora de planificar el mantenimiento de la instalación.

Capítulo 4 Análisis nuclear de una envoltura DCLL: TECNO_FUS

El análisis realizado comprende la activación de la envoltura y la cámara de vacío para la tasa de dosis en el interior y en el exterior de la cámara hasta el criostato. La tasa de dosis en el interior de la cámara está en el rango de 100 a 1 kGy/h (kSv/h para trabajadores) para el periodo que comprende de la hora al mes. Mientras que la tasa de dosis en el exterior de la cámara está alrededor de los 200 mGy/h (mSv/h para trabajadores) para ese mismo periodo de tiempo después de la parada. Claramente estos niveles de dosis no permiten la presencia de trabajadores en la zona interior del criostato y por lo tanto operaciones de mantenimiento remoto son necesarias para el mantenimiento de la instalación. La estructura activada de la envoltura puede ser considerada el único contribuyente a la dosis en el interior (contando que el divertor no ha sido activado) siendo en EUROFER el material más crítico ya que de él proviene el 99% de la dosis residual. En el caso de las dosis en el exterior de la cámara el SS316LN que la compone es el dominante con un 90% de la dosis debida a él.

En este momento cabe comparar los resultados que se han obtenido en el capítulo siguiente para la dosis en parada para la envoltura HCLL del DEMO europeo con los que aquí se obtienen. Dentro de los valores obtenidos para el HCLL y el DCLL solo son comparables aquellos que se dan en el interior de la cámara de vacío donde tenemos unos valores de aproximadamente 6 kGy/h en el caso del DCLL a 10 días de enfriamiento y de unos 2 kGy/h en del HCLL a una semana. Teniendo en cuenta que el NWL del DCLL es de 2.21 MW/m² y el del HCLL es de 1.27 MW/m² se puede considerar que estos valores son bastante razonables teniendo en cuenta las diferencias de diseño que hay entre ambos modelos (principalmente la presencia de los puertos y los huecos en la envoltura).

Finalmente, merece la pena destacar que este análisis necesita refinarse en un reactor con una geometría más detallada sobre todo en la cámara de vacío, donde la presencia de puertos altera de manera significativa la dosis residual en su exterior, y en el divertor, que influye en la dosis del interior, aunque si tenemos en cuenta los valores que encontramos en el capítulo siguiente para esta misma magnitud no se espera que cambie de forma significativa.

4.5 Resumen

En este capítulo se ha presentado parte del análisis nuclear realizado durante el desarrollo de la envoltura DCLL del proyecto TECNO_FUS que tenía como principal objetivo caracterizar su comportamiento desde el punto de vista neutrónico. Para esto, primero se ha caracterizado el modelo inicial de esta envoltura tanto desde el punto de vista de su funcionamiento en operación como en parada. Durante operación se ha tenido en cuenta la capacidad de reproducción de tritio, la energía depositada, el blindaje de las bobinas y el daño estructural. Mientras que en parada se ha tenido en cuenta los residuos radiactivos generados por la radiación de neutrones que hay en el reactor.

De los resultados obtenidos en este análisis se extrajeron las líneas a seguir en las siguientes etapas de diseño. En el caso del blindaje de las bobinas, que es la parte del diseño a la cual se ha prestado mayor atención en este capítulo, se pudo ver que era necesario un análisis más profundo donde todas las cargas por radiación fueran tenidas en cuenta. Además los cálculos de daño estructural mostraron que el contenido en He del blindaje y del muro interno de la cámara de vacío era demasiado alto. Este último hecho nos llevó, por un lado, a la conclusión de que era necesario mejorar el blindaje para bajar el contenido en He de la cámara de vacío y, por otro lado, a que el blindaje no sería un componente permanente.

Utilizando como punto de partida las conclusiones extraídas del modelo inicial se desarrolló un modelo actualizado donde se fijaron 25 cm fijos de espesor para el blindaje situado detrás de la zona de regeneración. Para este componente y visto que los análisis previos indicaban claramente que no podía ser permanente se utilizó la misma estrategia de dividir el blindaje en dos partes, el HTS y el LTS, que ya fue usada en el modelo C con el fin de poder mantener al menos una parte como permanente.

De los análisis realizados para establecer los materiales candidatos a ambas partes del blindaje se extrajeron dos conclusiones: i) prácticamente cualquier combinación cumple con los requerimientos en fase DEMO (sobre todo teniendo en cuenta el límite inicial para el pico de calentamiento nuclear) y ii) se necesita mejorar el diseño de la cámara de vacío utilizando muros más gruesos y, posiblemente, materiales borados para no tener ningún problema con las cargas en las bobinas.

En lo que se refiere al comportamiento en parada del reactor se han realizado dos tipos de análisis: primero, se ha estudiado la gestión de los residuos radiactivos producidos en el reactor y segundo, se ha estimado las dosis en parada para toda el área que se encuentra dentro del criostato. Los residuos han sido evaluados atendiendo a su eliminación final y a su dificultad radiológica de operación.

Los resultados obtenidos muestran que a los cien años de enfriamiento no se producen residuos en los niveles más críticos ni de almacenamiento ni de complejidad radiológica en operación siendo algunos componentes como el criostato y el bioshield susceptibles de declararse exentos o ser reciclables.

En lo que respecta a la dosis en parada se ha evaluado el orden de magnitud de las dosis residuales que podemos encontrarnos en el reactor tanto en fase comercial como DEMO, siendo este el primero en realizarse en un reactor con una envoltura DCLL. Los resultados obtenidos son un input muy importante para las tareas de mantenimiento remoto ya que indica en qué áreas son estas necesarias y a que entorno de radiación han de enfrentarse las máquinas, que en caso de ser necesario, las realizarán.

Por último destacar que hay partes del diseño de la envoltura que aquí no se han mostrado porque son parte de otra tesis ya terminada [3] y realizada también bajo la tarea de diseño neutrónico del proyecto TECNO_FUS. Esta tesis muestra la optimización de otros parámetros como la capacidad de reproducción de tritio y la energía depositada así como un análisis más detallado con un modelo con una geometría más refinada que incluye los puertos de la cámara de vacío que forma parte de la siguiente etapa de diseño en la cual el autor no participó.

4.6 Referencias

- [1] D. Maisonnier, I. Cook, P. Sardain, R. Andreani, L. Di Pace, R. Forrest, L. Giancarli, S. Hermsmeyer, P. Norajita, N. Taylor, D. Ward “A conceptual study of commercial fusion power plants”, Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS), Abril, 2005. Ref: EFDA-RP-RE-5.0.
- [2] S. Malang, A. R. Raffray, N. B. Morley “An example pathway to a fusion system based on lead-lithium breeder: Comparison of the dual-coolant lead-lithium

- (DCLL) blanket with the helium-cooled lead-lithium (HCLL) concept as initial step” *Fusion Engineering and Design*, Vol. 84, 2009, pp. 2145-2157.
- [3] I. Palermo “Diseño nuclear de un reactor de fusion por confinamiento magnético con envoltura regeneradora líquida de doble refrigerante He/LiPb (DCLL)” Departamento de Ingeniería Energética, E. T. S. de Ingenieros Industriales de la UNED, 2014.
- [4] J.P. Catalán, F. Ogando, J. Sanz, I. Palermo, G. Veredas, J.M. Gómez-Ros, L. Sedano “Neutronic analysis of a dual He/LiPb coolant breeding blanket for DEMO” *Fusion Engineering and Design*, volumen 86, páginas 2293–2296, 2011. Doi:10.1016/j.fusengdes.2011.03.030.
- [5] J.P. Catalán, F. Ogando, J. Sanz “Activation Analysis for a He/LiPb Dual Coolant Blanket for DEMO reactor” *Proceedings of the Nineteenth Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (TOFE) (Part 2)*. *Fusion Science and Technology*, volumen 60, Number 2, páginas 738-742, Agosto, 2011.
- [6] J. P. Catalán, J. Sanz, F. Ogando, R. Pampin “Neutronic assessment of candidate materials for TF coils shielding in a DEMO fusion reactor based on a DCLL blanket” *Fusion Science and Technology*, volumen 62, Number 1, páginas 190-195, Julio 2012.
- [7] J. P. Catalán, P. Sauvan and J. Sanz “Shutdown dose rate assessment for a DCLL blanket-based reactor: Application of the R2S-UNED approach” *Fusion Engineering and Design*, volumen 88, partes 9-10, páginas 2088–2091, Octubre, 2013. Doi: <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.04.011>
- [8] R. Pampin, P. J. Karditsas “Fusion power plant performance analysis using the HERCULES code” *Fusion Engineering and Design*, volumen 81, páginas 1231-1237, 2006.
- [9] Y. Watanabe, M. Youssef, M. Song, A. Raffray “Neutronics performance of a helium cooled solid breeder blanket and shield for ITER” *Fusion Technology*, volumen 15, Marzo, 1989.
- [10] F. Ogando “Informe sobre fuente de neutrones de fusión utilizada en el proyecto TECNO_FUS”
- [11] D. Pelowitz. MCNPX User’s manual. Version 2.6. April 2008.
- [12] J. Sanz, O. Cabellos y N. García-Herranz, “ACAB Inventory code for nuclear applications: User’s manual” V. 2008. NEA-1839 (2008).

- [13] M.B. Chadwick et al “ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology” Nuclear Data Sheets, Vol. 107, 12, Diciembre 2006, pp. 2931-3060.
- [14] R.A. Forrest, J. Kopecky, J.Ch. Sublet, The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section libraries, UKAEA FUS 535 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 decay data library, UKAEA FUS 537 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 biological, clearance and transport libraries, UKAEA FUS 538 (2007).
- [15] U. FISCHER and H. TSIGE-TAMIRAT, “Activation Characteristics of a Solid Breeder Blanket for a Fusion Power Demonstration Reactor” Journal of Nuclear Materials, volumnes 307–311, parte 1, páginas 798-802, Diciembre, 2002.
- [16] U. Fischer, D. Große, P. Pereslavlsev, S. Stickel, H. Tsige-Tamirat, V. Weber “Neutronics Design Analyses of Fusion Power Reactors Based on a Novel Integral Approach” Fusion Engineering and Design , volumen 84, páginas 323-328, Junio, 2009.
- [17] M. J. Loughlin, E. Polunovskiy, K. Ioki, M. Merola, G. Sannazzaro, M. Sawan “Nuclear Shielding for the Toroidal Field Coils of ITER” Fusion Science and Technology, volumen 60, páginas 81-86, Julio 2011.
- [18] U. Fischer, P. Pereslavlsev. EFDA progress meeting presentation. [WP12-DTM-04-T03 DEMO shield dimensioning and radial build definition \(2D3MBU\)](#).
- [19] J. P. Catalán, R. Juárez, F. Ogando, J. Sanz “Nuclear analysis of the TF coil radiation loads in DEMO1” WP12-DTM04-T05, EFDA_D_2LN7K7 v1.1.
- [20] M. Zucchetti, L. Di Pace, L. El-Guebaly, B. N. Kolbasov, V. Massaut, R. Pampin, P. Wilson “The Back-End of the Fusion Materials Cycle” Fusion Science and Technology, volume 55, número 2 , páginas 109-139, Febrero, 2009.
- [21] “Categorizing Operational Radioactive Wastes”, IAEA-TECDOC-1538.
- [22] O. Cabellos. ENDF/B-VII nuclear data processed with NJOY-99.259. NEA Data Bank, December 2007.
- [23] M.J. Norgett, M.T. Robinson, I.M. Torrens “A proposed method of calculating displacement dose rates” Nuclear Engineering and Design, volumen 33, páginas 50-54, Agosto, 1975.
- [24] E.E. Bloom, S.J. Zinkle, F.W. Wiffen “Materials to deliver the promise of fusion power – progress and challenges” Journal of Nuclear Materials, volumenes 329–333, páginas 12–19, 2004.

- [25] R. Aymar, P. Barabaschi, Y. Shimomura “The ITER design” Plasma Physics and Controlled Fusion, volumen 44, páginas 519–565, 2002.
- [26] Kunihiro Tsuchiya, Hiroshi Kawamura, George Kalinin “Re-weldability tests of irradiated austenitic stainless steel by a TIG welding method” Journal of Nuclear Materials, volumen 283-287, páginas 1210-1214, 2000.
- [27] Y. Chen, U. Fischer. P. Pereslavl'tsev, F. Wasastjerna “The EU Power Plant Conceptual Study – Neutronic Design Analyses for Near Term and Advanced Reactor Models”, FZKA 6763, 2003. <http://bibliothek.fzk.de/zb/berichte/FZKA6763.pdf>
- [28] T. Hayashi, K. Tobita, S. Nishio, K. Ikeda, Y. Nakamori, S. Orimo “Neutronics assessment of advanced shield materials using metal hydrides and borohydrides for fusion reactors”, Fusion Engineering and Design, volumen 81, páginas 1285-1290, 2006.
- [29] T. Hayashi, K. Tobita, Y. Nakamori, S. Orimo “Advanced neutron shielding material using zirconium borohydride and zirconium hydride” Journal of Nuclear Materials, volumen 386-388, páginas 119-121, 2009.
- [30] International Commission on Radiological Protection, ICRP, Publication 103 (2007).

Capítulo 5

Análisis nuclear de una envoltura

HCLL: EFDA

En este capítulo se va a presentar parte del trabajo realizado por el autor para el concepto HCLL de reactor DEMO que se estaba desarrollando en Europa dentro de EFDA. El trabajo presentado ha sido elegido teniendo en cuenta su conexión con el trabajo realizado en el capítulo anterior y su relevancia como aplicación de la metodología propuesta en esta tesis.

El concepto de reactor HCLL [1] es una fusión entre el modelo A y el B del PPCS [2], y se le conoce como modelo AB. Esta fusión consiste básicamente en cambiar el refrigerante que se usa en el modelo A, agua, por el que se usa en el modelo B, He. Este reactor, en el momento de empezar las tareas, se encontraba en una fase de diseño posterior a la caracterización básica de su viabilidad como concepto. Este hecho hacía que el tipo de tareas necesarias para el progreso de su diseño fueran más específicas que las mostradas en el capítulo anterior lo que implica el uso de modelos geométricos más complejos y requiere de análisis más detallados.

Las dos tareas en la que nos centraremos fueron realizadas en el paquete de trabajo del año 2012 en los grupos de análisis neutrónico del programa DTM (Design Tools and Methodology) [3], la WP12-DTM04-T05 [4], y de mantenimiento remoto del programa DAS (Design Assessment Studies) [5], la WP12-DAS06-T03 [6].

En la primera tarea se estiman las cargas por radiación que sufren las bobinas TF teniendo en cuenta diferentes tamaños en el hueco vertical entre módulos de la envoltura. Este aspecto es muy relevante, ya que el funcionamiento del reactor está comprometido a un funcionamiento óptimo de las bobinas superconductoras, que son las encargadas de

mantener el plasma confinado. Por este motivo el análisis de cualquier factor que pueda afectar a este componente es muy relevante siendo el hueco entre envolturas uno de los más importantes.

En la segunda tarea se caracteriza el entorno de radiación dentro de la cámara de vacío y en los puertos una vez el reactor está parado y se va a proceder a su mantenimiento. Esta caracterización es crucial a la hora de planificar el mantenimiento de la planta ya que por un lado estima si es necesario mantenimiento remoto y, en caso de serlo, a que entorno de radiación se va a enfrentar la maquinaria utilizada para llevarlo a cabo. En esta tarea nos hemos centrado en la zona de la cámara de reacción, en la cual las máquinas van a tener que operar para extraer los diferentes componentes de la envoltura y del divertor, y en los puertos, por donde estas máquinas van a tener que extraer estos componentes. Para realizar esta tarea ha sido necesario el uso de la herramienta R2SUNED a la hora de activar la envoltura y la cámara de vacío para predecir la tasa de dosis en parada debida a las gammas de decaimiento en las zonas de interés.

Por último, cabe destacar que estas tareas fueron elegidas teniendo en cuenta la conexión del trabajo que se requería con el del proyecto TECNO_FUS presentado en el Capítulo 4. La experiencia adquirida en este proyecto permitió que estas tareas fueran abordadas de forma eficiente. En este sentido, el trabajo presentado en este capítulo, además del interés que tiene en sí mismo, se puede ver como un paso más, desde el punto de vista de la complejidad en el análisis, que las mostradas en el capítulo anterior.

5.1 Consideraciones generales

5.1.1 Modelo neutrónico

El reactor que se ha utilizado para el análisis nuclear de ambas tareas es el reactor HCLL de 2006/2008 realizado para EFDA por el KIT [7]. Los parámetros de este reactor fueron adaptados para que coincidan con las condiciones que se esperan para el DEMO1 que se realizó durante el año 2013 [8]. Básicamente esta adaptación consistió en cambiar el la potencia del reactor fuente para hacer coincidir el NWL del reactor antiguo con el del nuevo modelo. En la Tabla 5-1 se dan los parámetros del reactor DEMO1. El factor

fuelle para alcanzar este NWL ha quedado finalmente en $6.1 \cdot 10^{20}$ n/s frente a los $8.5 \cdot 10^{20}$ n/s del modelo antiguo.

Parameter	Value
Neutron wall load [MW/m ²]	1.27
Major radius [m]	7.5
Minor radius [m]	2.5
Plasma elongation	1.9
Plasma triangularity	0.47
Source peaking factor	1.7

Tabla 5-1 Parámetros de reactor DEMO1 [8].

El modelo de MCNP utilizado presenta diferentes niveles de detalle en los componentes del reactor. El modelo es un sector de 11.25 grados que contiene un sector y medio de envoltura tanto en la parte interior como en la exterior, Fig. 5-1 derecha. La envoltura presenta un alto nivel de detalle con módulos separados en la dirección poloidal, Fig. 5-1 izquierda, donde cada módulo tiene la primera pared de tungsteno, la carcasa de acero y la zona del material regenerador bien definidas mediante componentes separados. Todos los canales de refrigeración de He presentes en el reactor se han eliminado ajustando la densidad de los materiales por los que atraviesan para conservar la densidad óptica de los componentes.

Por otro lado el divertor presenta un nivel de detalle menor aunque sigue presentando componentes separados para los principales materiales que lo componen. Este nivel de detalle se consideró el mínimo necesario para obtener una activación fiable de este componente en términos de su comportamiento como fuente de fotones de decaimiento.

Los colectores y el blindaje que se encuentran justo detrás de los módulos de la envoltura están simplificados como bloques de material homogéneo donde ni siquiera se presenta el hueco entre segmentos (poloidal). La cámara de vacío está bien definida en su forma, incluyendo los huecos para los puertos superior, ecuatorial e inferior, pero sigue siendo de material homogéneo donde se incluye parte del blindaje de las bobinas (que realmente estaría situado entre los colectores y la cámara de vacío), el agua y el acero del que está hecho la cámara de vacío (SS316LN). Los puertos se incrustan en la cámara de vacío y están hechos de EUROFER.

La bobina TF es de material homogéneo salvo en la zona del interior del toro donde se le ha definido la carcasa de forma separada al resto de materiales (devanado de la bobina,

estabilizador de cobre y aislante de epoxy; ver la Fig. 5-1 lado derecho parte superior, la zona azulada es el material homogeneizado y la parte verde la carcasa). Este nivel de detalle fue introducido sobre el modelo original con el fin de poder calcular los diferentes tipos de cargas que son necesarias de evaluar en las bobinas TF (sección 5.3).

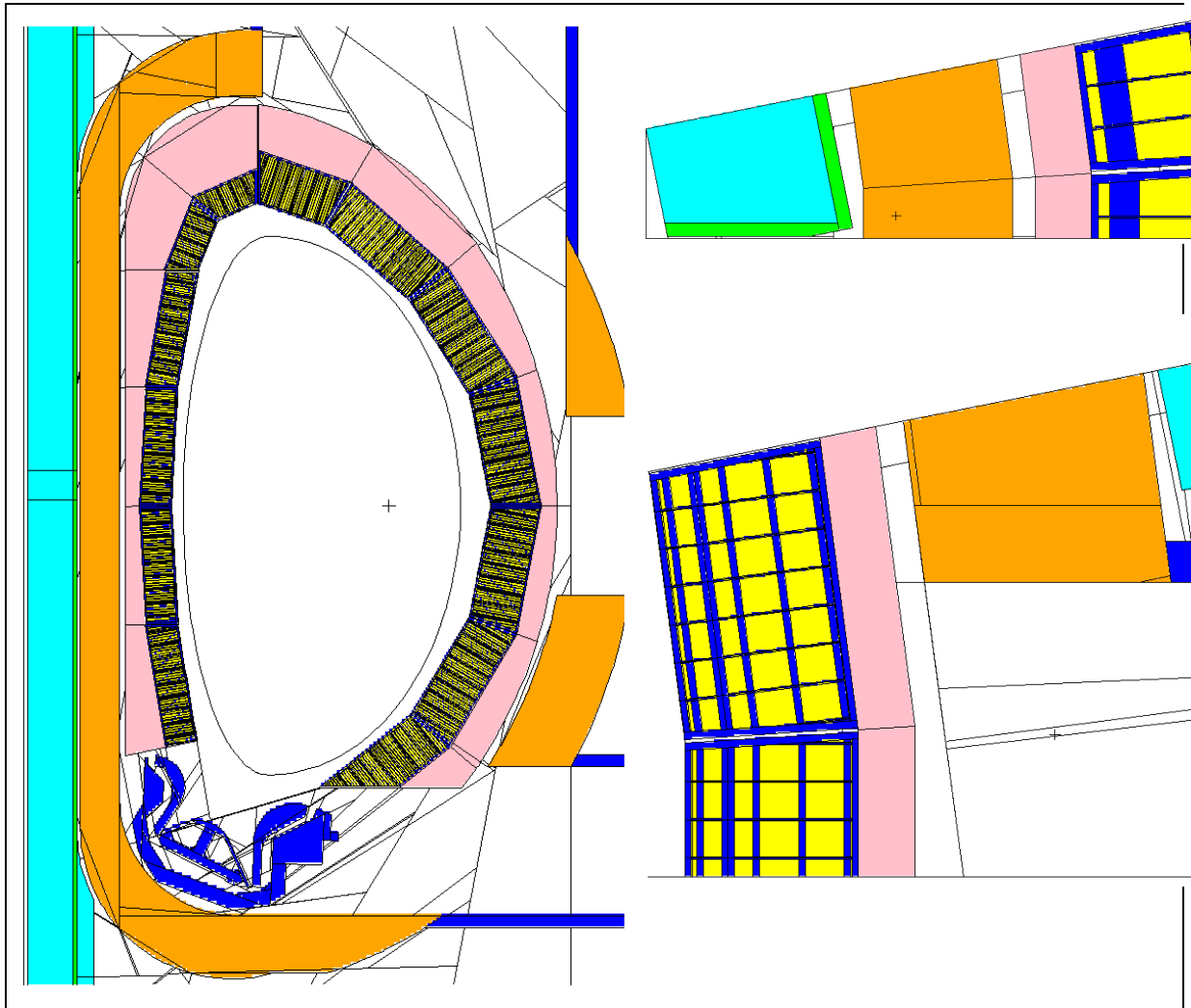


Fig. 5-1 Modelo geométrico del HCLL: izquierda, corte vertical y derecha, corte horizontal (arriba la parte interior y abajo la parte exterior) [8]

Finalmente, cabe mencionar que este modelo presenta una limitación geométrica ya que no incluye hueco alguno entre los bloques colectores que se encuentran detrás de los módulos de la envoltura: ni el hueco entre segmentos (huecos poloidales) ni dentro de un mismo segmento (huecos toroidales) representados por la zona rosa de la Fig. 5-1. Estos bloques al tener que ser sustituidos junto con la envoltura tienen que presentar huecos como esta. Este error puede llevar a una infraestimación de las cargas en las bobinas ya que se elimina un hueco directo por donde pasan los neutrones. Aunque también hay que tener en cuenta que debido a la baja densidad del material homogeneizado que se utiliza

en los colectores (principalmente por las tuberías de He) y a que después de los colectores se tiene la cámara de vacío que no presenta huecos se puede considerar que este efecto será limitado. Esta limitación se comunicó a la coordinación de estudios neutrónicos con el fin de que este error fuera subsanado en posteriores modelos.

5.1.2 Códigos y datos nucleares

Los códigos utilizados en los cálculos realizados en este capítulo son el MCNP5v1.6 [9] y ACAB [10] para el transporte de partículas y la activación respectivamente. También se ha utilizado la herramienta R2SUNED para los cálculos de dosis residuales de la sección 5.3.

Siguiendo las indicaciones de la coordinación de estudios neutrónicos los datos nucleares utilizados han sido las librerías JEFF-3.1.1 [11] y la MCNPLIB04p [9] para neutrones y fotones respectivamente. En el caso de activación se ha utilizado la EAF2007 [12].

5.2 Blindaje de las bobinas superconductoras de campo toroidal

El problema a resolver en la tarea WP12-DTM04-T05 es evaluar el efecto del tamaño de los huecos entre los módulos de la envoltura en las cargas debidas a la radiación que sufren las bobinas superconductoras de campo toroidal.

Para llevar a cabo esta tarea se ha necesitado modificar la geometría del modelo de MCNP para incluir los diferentes tamaños en el hueco entre los módulos de la envoltura (sección 5.2.1). Además, debido a que los neutrones tienen que cruzar prácticamente todas las capas del reactor antes de llegar a la bobina, ha sido necesario utilizar técnicas de reducción de varianza para conseguir una estadística aceptable (sección 5.2.4).

Atendiendo a los límites de las cargas por radiación que se presentan en la sección 5.2.2 los resultados obtenidos se han dividido en dos: aquellos que atañen a la fluencia neutrónica, sección 5.2.5.1, y aquellos que lo hacen a la potencia depositada, sección 5.2.5.2.

5.2.1 Modificación de la geometría

En esta tarea ha sido necesario modificar la geometría del modelo de MCNP para evaluar el efecto de los diferentes tamaños del hueco en la carga por radiación en las bobinas. Esta modificación consiste en variar los huecos poloidales, que separan los diferentes segmentos de la envoltura, introduciendo, además del tamaño de referencia de 20 mm considerado conservador, dos nuevos tamaños de 10 y 5 mm. El tipo de modificación realizada se muestra en la Fig. 5-2 para el hueco más grande (20 mm, izquierda) y el más pequeño (5 mm, derecha).

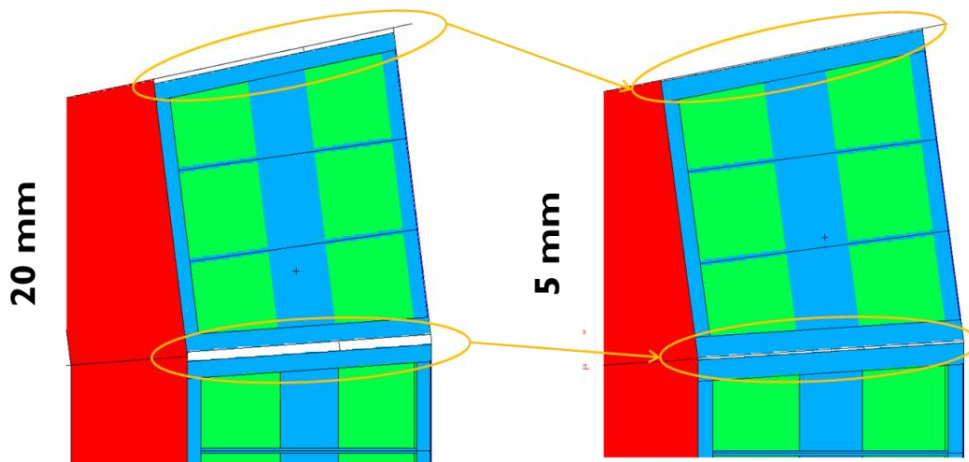


Fig. 5-2 Modificación del tamaño del hueco vertical

5.2.2 Límites para las cargas por radiación en las bobinas

Los límites que se han utilizado para las cargas por radiación en las bobinas superconductoras son una actualización de aquellos utilizados en el DCLL que exponíamos en el Capítulo 4. Estos valores actualizados se presentan en la Tabla 5-2 y se pueden encontrar en la referencia [13].

Las magnitudes físicas involucradas en estos límites son la fluencia neutrónica (integral y rápida) y el calentamiento nuclear (potencia específica debida a la radiación nuclear) evaluadas en diferentes partes de la bobina. Como se ha descrito en la sección 5.1.1 el modelo geométrico solo contempla dos zonas en la bobina: la carcasa y una zona homogeneizada que incluye el superconductor, el aislante de epoxy, el estabilizador de cobre y el devanado de la bobina. Esto hace que las cargas sobre las bobinas se tengan que caracterizar sólo en esta zona homogeneizada ya que no hay cargas de interés en la carcasa de la bobina.

	ITER		DEMO
Fluencia neutrónica intergral en el aislante de epoxy [m^{-2}]	1×10^{22}	Equivalente a 1×10^7 Gray	1×10^{22}
Pico de fluencia de neutrones rápidos ($E > 0.1$ MeV) en el superconductor de Nb_3Sn [m^{-2}]	1×10^{23}		--
Pico de fluencia de neutrons rápidos en en superconductor ternario Nb_3Sn [m^{-2}]	$0.5 \sim 1 \times 10^{22}$		1×10^{22}
Pico de daño por desplazamiento en el estabilizador de cobre o fluencia neutrónica máxima entre los calentadores de la TFC [m^{-2}]	$1 \sim 2 \times 10^{21}$	Equivalente a $0.5 \sim 1 \times 10^4$ dpa	$1 \sim 2 \times 10^{21}$
Pico de calentamiento nuclear en el devanado de la bobina [W/m^3]	1×10^3		$< 0.05 \times 10^3$

Tabla 5-2 Límites para las cargas por radiación en las bobinas de campo toroidal.

5.2.3 Descripción de los tipos de medida utilizados

Para la correcta estimación de las cargas por radiación en las bobinas se ha usado una medida tipo malla situada en el plano ecuatorial ($Z=0$), donde la carga de neutrones es máxima, y en el lado interior del reactor, donde el grosor de la envoltura y de la cámara de vacío es menor y por tanto es más difícil blindar la radiación.

En la Fig. 5-3 se pueden ver dos cortes de la geometría, uno en la vista XZ correspondiente al plano $Y=60$, que corta al reactor en la altura de los puertos, y el otro en la vista XY correspondiente al plano $Z=0$. Esta última vista se utiliza para representar los resultados obtenidos del calor por radiación y la fluencia neutrónica.

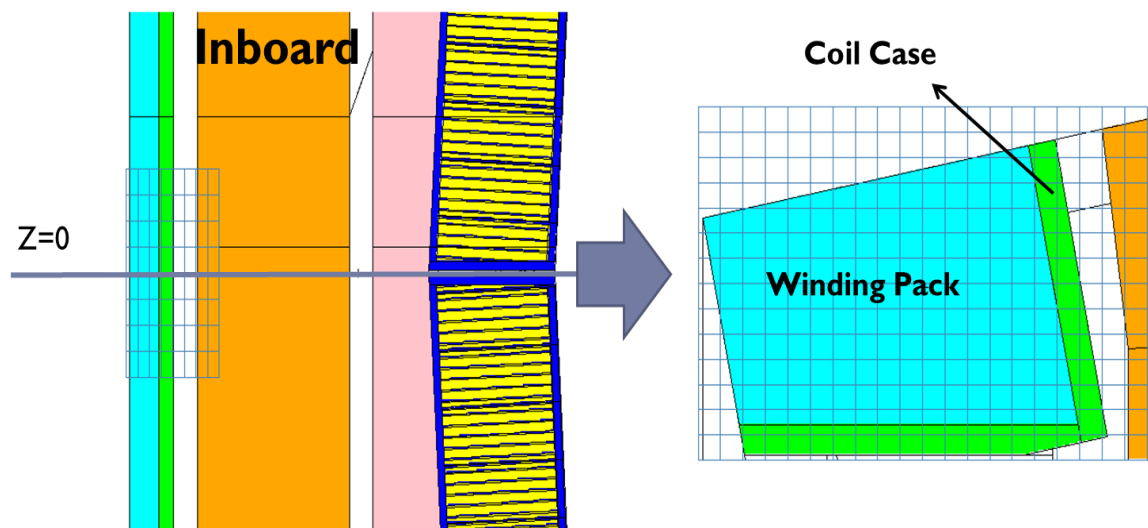


Fig. 5-3 Localización de la medida tipo malla utilizada

5.2.4 Reducción de varianza

Desde el plasma hasta las bobinas superconductoras los neutrones han de atravesar gran cantidad de material perteneciente a la envoltura, la cámara de vacío y la carcasa de la bobina. En este tipo de problemas el método Monte Carlo tiene serios problemas para conseguir resultados fiables desde el punto de vista estadístico y se hace necesario el uso de técnicas de reducción de varianza. En este caso debido a la complejidad de la geometría, con materiales muy gruesos como la cámara de vacío, se ha optado por usar la técnica de las ventanas de peso con malla superpuesta a la geometría porque se puede refinar allí donde es necesario (en este caso en la cámara de vacío).

En el lado izquierdo de la Fig. 5-4 se muestra el mapa de ventanas de peso obtenido con el generador de MCNP mientras que el derecho se muestra la malla superpuesta utilizada en el problema. En la parte izquierda de la figura se puede ver que alrededor de la zona de medida los valores de las ventanas de peso muestran un comportamiento continuo asegurando que los neutrones son muestreados de forma correcta dentro de la zona de interés. En la zona derecha de la figura se puede observar el grado de refinamiento que ha sido necesario en el interior de la cámara de vacío para poder tener resultados estadísticamente significativos.

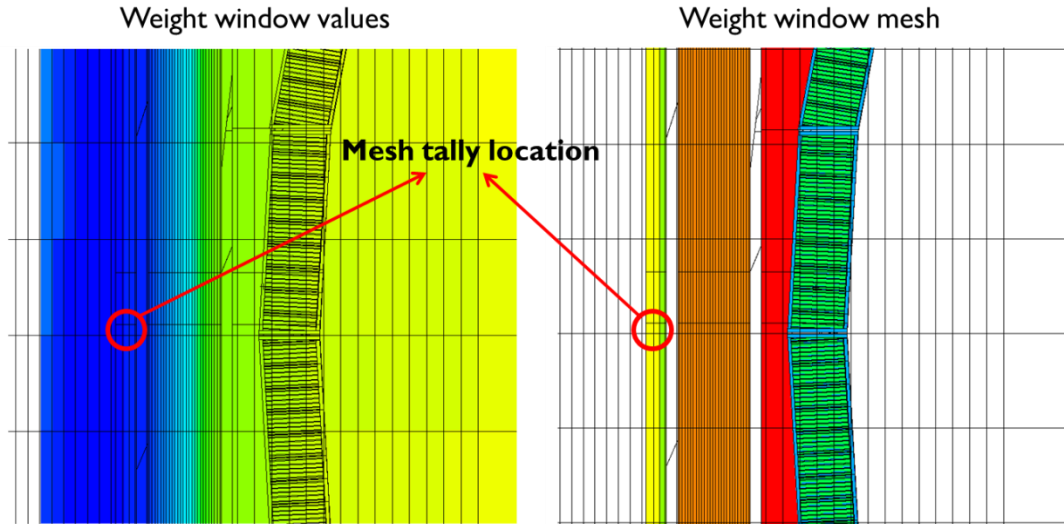


Fig. 5-4 Valores y malla de la ventana de peso del problema.

5.2.5 Resultados

5.2.5.1 Fluencia neutrónica

La fluencia neutrónica ha sido estimada para 5 FPY con 100% de disponibilidad usando un medidor tipo malla. Los valores expuestos en la Tabla 5-3 corresponden con el máximo dentro de la zona del devanado de la bobina.

Estos resultados están alrededor de dos órdenes de magnitud por debajo de los criterios de fluencia neutrónica rápida ($1 \cdot 10^{22} \text{ m}^{-2}$) y uno por debajo de los de fluencia neutrónica integral ($1 \sim 2 \cdot 10^{21} \text{ m}^{-2}$). Si el tamaño del hueco cambia de 5 a 20 mm los resultados para la fluencia integral y la rápida se ven afectados en un 25% y un 30% respectivamente. El error relativo obtenido indica que los valores son correctos desde el punto de vista estadístico ya que para este tipo de medidas todo error que este por debajo de 0.05 se considera bueno.

Gap size (mm)	Neutron Fluence (m^{-2})	Relative error	Fast Neutron ($E > 0.1 \text{ MeV}$) Fluence (m^{-2})	Relative error
20	$4.16 \cdot 10^{20}$	0.01	$1.82 \cdot 10^{20}$	0.01
10	$3.38 \cdot 10^{20}$	0.01	$1.44 \cdot 10^{20}$	0.01
5	$3.10 \cdot 10^{20}$	0.01	$1.27 \cdot 10^{20}$	0.01

Tabla 5-3 Máximo de la fluencia neutrónica (integral y rápida) en el devanado de la bobina

En la Fig. 5-5 se muestra la distribución espacial de la fluencia neutrónica integral para los diferentes tamaños del hueco analizados. Como era de esperar los valores máximos se encuentran en aquella zona de la bobina más cercana al plasma.

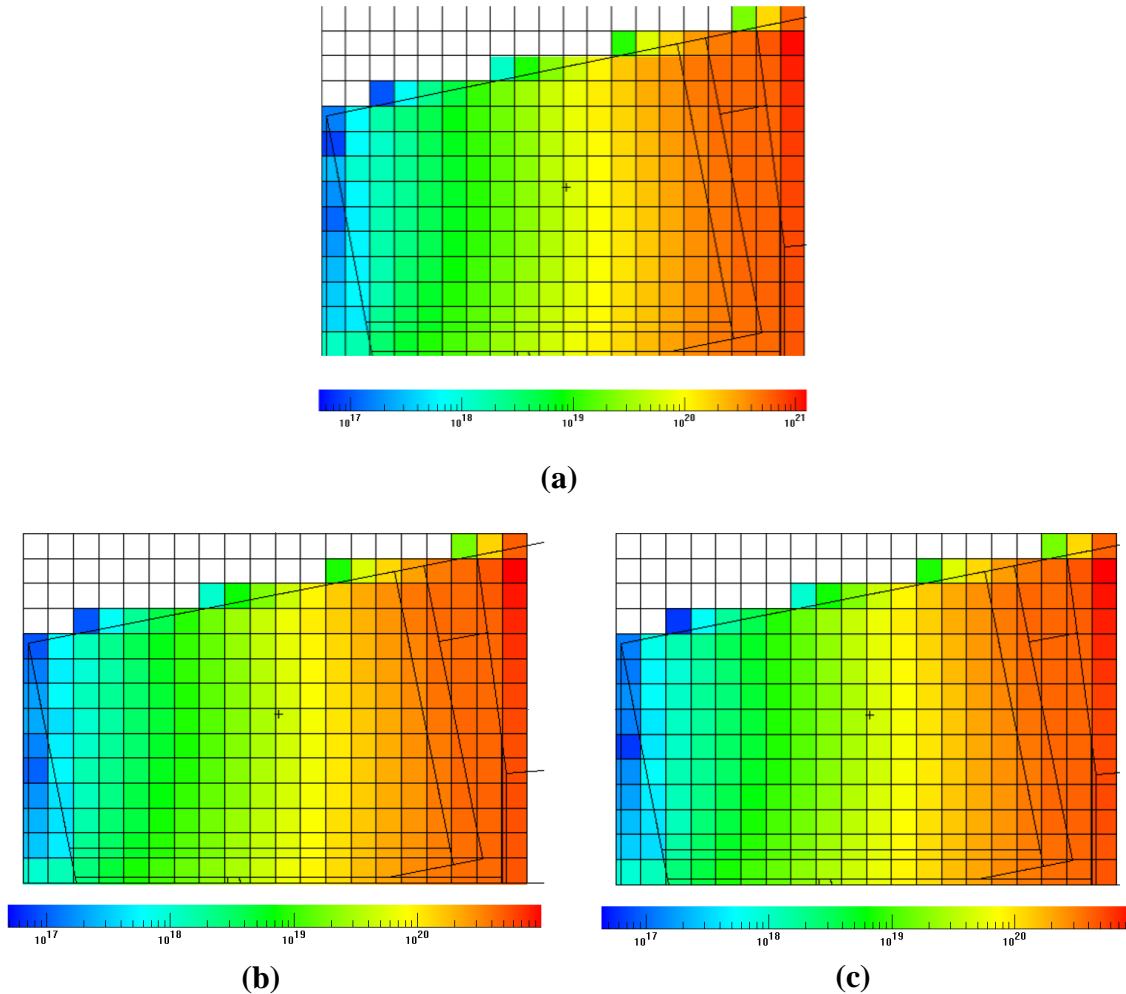


Fig. 5-5 Fluencia neutrónica integral [m^{-2}] para el hueco de 20 mm (a), 10 mm (b) y 5 mm (c).

5.2.5.2 Potencia depositada

La potencia específica depositada en la bobina se ha obtenido de forma separada para neutrones y gammas usando la misma malla que en el caso de la fluencia neutrónica. En la Tabla 5-4 se muestra los valores del máximo dentro de la zona del devanado de la bobina. Se puede ver que la contribución debida a neutrones y gammas es de la misma magnitud y un orden de magnitud por debajo del límite de 50 W/m^3 . En el rango del tamaño del hueco (5-20 mm) el calentamiento nuclear se ve afectado en un factor 2. El error relativo de los resultados obtenidos está en rangos adecuados ya que ningún valor supera el 0.05 que se necesita para considerar los valores adecuados.

Particle	20mm	Error	10mm	Error	5mm	Error
N (W/m^3)	3.064	0.011	2.583	0.013	1.104	0.016
P (W/m^3)	2.816	0.036	2.094	0.044	1.776	0.045
N+P (W/m^3)	5.880	-	4.677	-	2.880	-

Tabla 5-4 Valor máximo del calentamiento nuclear debido a neutrones y gammas.

En las siguientes figuras se muestra la resolución espacial para el calentamiento nuclear debido a neutrones y gammas para los diferentes tamaños del hueco. Al igual que en el caso anterior se ve que la zona más crítica es aquella más cercana al plasma.

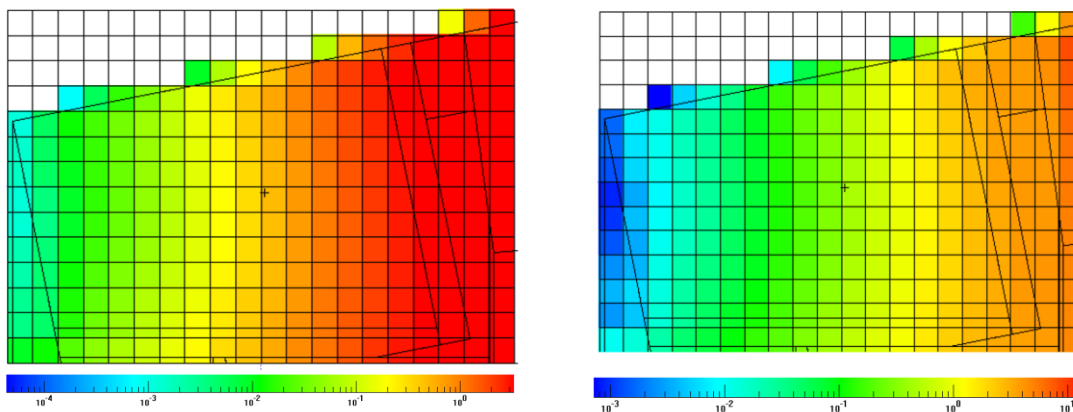


Fig. 5-6 Distribución espacial del calentamiento nuclear debido a neutrones (izquierda) y a gammas (derecha) en W/m^3 para un hueco de 20 mm.

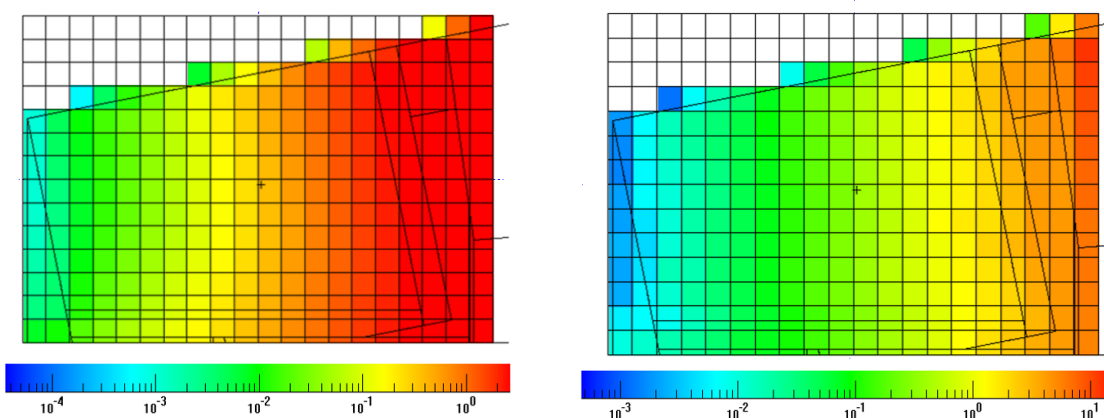


Fig. 5-7 Distribución espacial del calentamiento nuclear debido a neutrones (izquierda) y a gammas (derecha) en W/m^3 para un hueco de 10 mm.

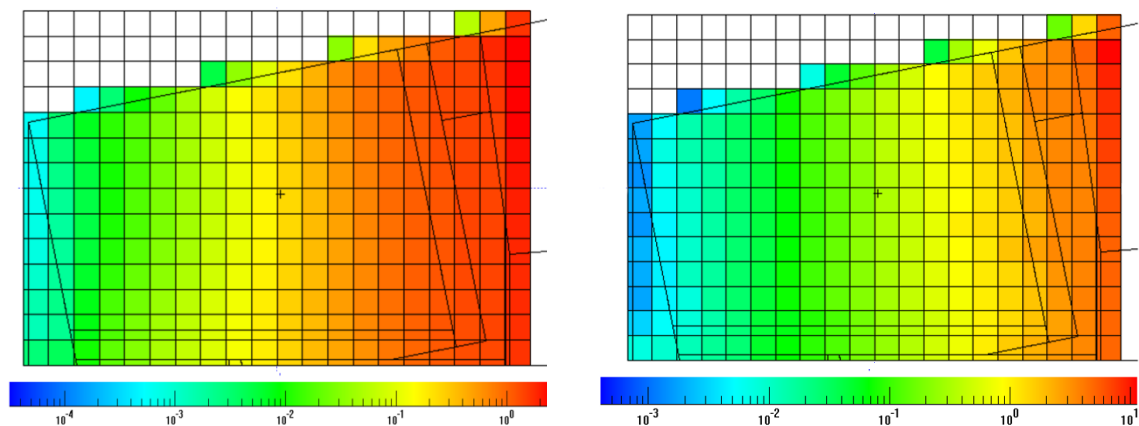


Fig. 5-8 Distribución espacial del calentamiento nuclear debido a neutrones (izquierda) y a gammas (derecha) en W/m^3 para un hueco de 5 mm.

5.2.6 Conclusiones

Se ha analizado el efecto que tiene el tamaño del hueco poloidal entre segmentos de la envoltura en la cargas por radiación sobre las bobinas superconductoras. Los tamaños analizados han sido 5, 10 y 20 mm. Los resultados muestran que las cargas se encuentran por debajo de los límites con un margen de seguridad de al menos un orden de magnitud para todos los tamaños analizados. El efecto del tamaño del hueco representa un descenso, cuando se pasa del hueco mayor (20 mm) al menor (5mm), de alrededor del 30% en el caso de la fluencia neutrónica (25% para la integral y 30% para la rápida) y de un 50% en el caso del calentamiento nuclear (más pronunciado en neutrones que en gammas). A modo de resumen los valores pueden verse en la Tabla 5-5.

Hueco	Fluencia neutrónica integral en el epoxy	Calentamiento nuclear en el devanado
Criterio	$< 1.00 \cdot 10^{22} /m^2$	$< 50.0 W/m^3$
20 mm	$1.82 \cdot 10^{20} /m^2$	5.9 W/m^3
10 mm	$1.44 \cdot 10^{20} /m^2$	4.7 W/m^3
5 mm	$1.27 \cdot 10^{20} /m^2$	2.9 W/m^3

Tabla 5-5 Resumen de los resultados obtenidos para la fluencia neutrónica integral en el epoxy y el calentamiento nuclear en el devanado de la bobina.

5.3 Dosis en parada durante el mantenimiento

En la tarea WP12-DTM-04-T02 se evalúa la tasa de dosis en parada debida a las gammas de decaimiento en las diferentes zonas donde se espera que el equipo de mantenimiento remoto vaya a operar. En este sentido se ha prestado especial atención a la cámara de reacción, donde tienen que operar la maquinaria para poder sustituir los componentes de la envoltura y el divertor, y los puertos de la cámara de vacío, que es por donde tienen que salir los componentes sustituidos. A la hora de calcular la dosis en parada se ha tenido en cuenta la activación de todos los componentes del reactor: envoltura, bloques de colectores, divertor, cámara de vacío con los puertos y las bobinas TF. También, a la hora de calcular las dosis absorbidas, se ha considerado una lista de materiales representativos para la maquinaria de mantenimiento remoto (ver sección 5.3.2.2).

En esta tarea primero se han caracterizado el entorno de radiación, tanto en operación como en parada del reactor, por medio de mapas globales para el flujo de neutrones (operación) y del flujo de gammas de decaimiento (parada). Esta caracterización es importante porque aporta mucha información cualitativa del entorno de radiación que encontramos en la instalación. En el caso de operación, es muy útil conocer en qué zonas hay más flujo y cómo cambia este para así saber qué zonas son susceptibles sufrir una mayor activación y en cuales la malla debería ser más fina. En el caso de la parada, el mapa de flujo de fotones nos indica claramente en que zonas la dosis va a ser más mayor.

Los resultados para la tasa de dosis absorbida en los materiales relevantes para la maquinaria de mantenimiento remoto se han proporcionan para diferentes puntos que se encuentran en la zona de la cámara de reacción y en las salidas de los puertos.

5.3.1 Definición del problema

5.3.1.1 Escenario de irradiación

El escenario de irradiación se ha seleccionado teniendo en cuenta el esquema operacional del reactor DEMO1 [14] y se ha distinguido entre los componentes extraíbles (módulos de la envoltura y divertor) y los fijos (cámara de vacío y bobinas) del reactor.

Para los componentes extraíbles, que están todos en el interior de la cámara, el escenario de irradiación consiste en (ver Fig. 5-9): a) 5.2 años menos una semana de irradiación continua al 30% de disponibilidad y b) la semana que queda, una irradiación en régimen pulsado en la cual cada pulso consta de 4 h de irradiación continua con una disponibilidad del 100% y 0.8 horas de parada entre pulsos. Aquí merece la pena recordar que el factor fuente es de $6.1 \cdot 10^{20}$ n/s para el DEMO1.

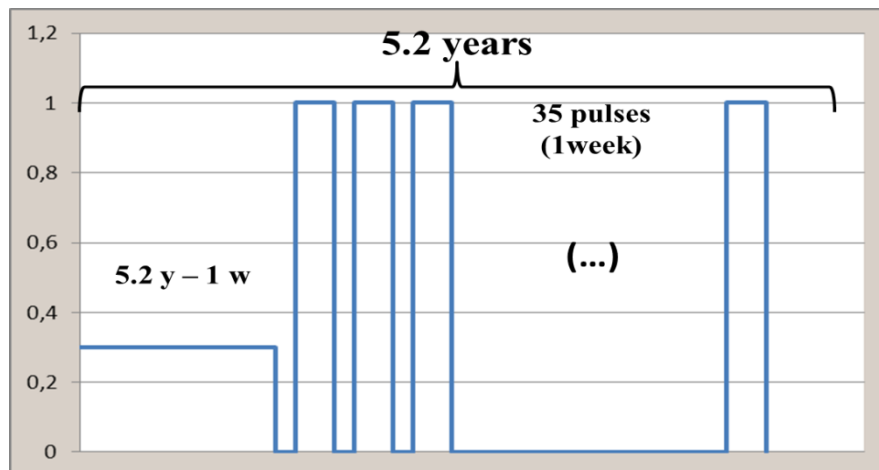


Fig. 5-9 Escenario de irradiación para los componentes extraíbles

Para los componentes fijos, el escenario de irradiación usado es 6 años de irradiación continua con el 100% de disponibilidad que corresponden con 20 años con una disponibilidad del 30%.

5.3.1.2 Magnitudes, localizaciones y tiempos de decaimiento de interés

En la caracterización del entorno de radiación para las aplicaciones de mantenimiento remoto, la magnitud de interés es la tasa de dosis absorbida debida a fotones (en Gy/h) para materiales típicos de la maquinaria usada en el mantenimiento remoto. Los tiempos de interés para el cálculo de la tasa de dosis absorbida son una semana, un mes y un año después de la parada del reactor. Las posiciones seleccionadas se muestran en la Fig. 5-10. Los puntos de 1 a 4 están dentro de la cámara de reacción y los puntos de 5 a 7 están en las diferentes salidas de los puertos.

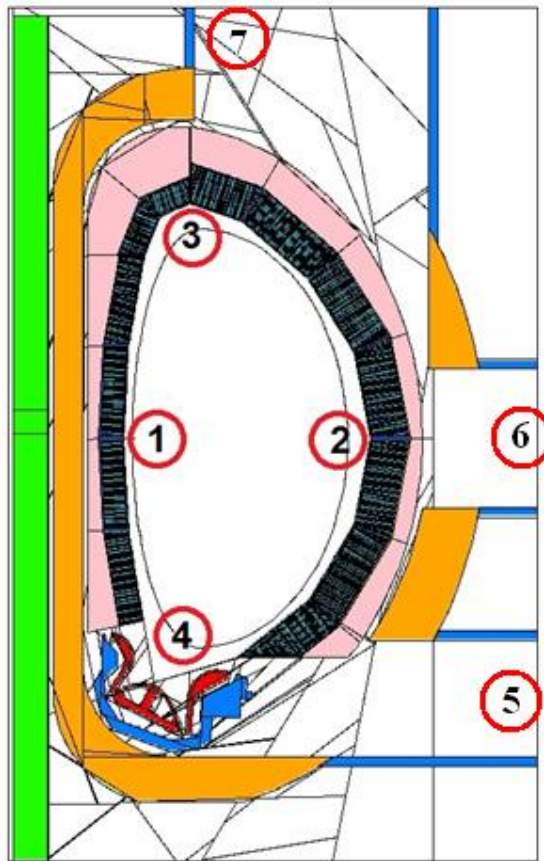


Fig. 5-10 Posiciones donde se va calcular la dosis absorbida

La lista de materiales que se seleccionaron dentro de la tarea como relevantes para la maquinaria de mantenimiento remoto son:

- Si, SiO₂, Al₂O₃ y C (diamante).
- Polietileno y polietileno UHMWPE (Ultra high molecular weight polyethylene ([C₂H₄]_n)).
- Resina epoxy (C₂₁H₂₅ClO₅) y pegamento epoxy (C₄₄H₁₁N₃O) usado en los test de IFMIF.
- Viton (C:0.94; H: 28.06; F: 71.01;% en peso).
- PEEK (C₁₉H₁₈O₃) usado en test de IFMIF.
- NBR (nitrilo de caucho) C₁₁H₁₅N usado en los test de IFMIF.
- Polímero de imida (Polyimide) C₂₂H₁₂N₇O₅ aislante de cable usado en los test de IFMIF.

Otra magnitud de interés a considerar es la tasa de dosis biológica para algunos puntos donde sería interesante un mantenimiento manual. En este sentido, el análisis se focaliza

en las diferentes salidas de los puertos a una semana de enfriamiento. Los demás tiempos de enfriamiento son extrapolables desde los valores de la dosis absorbida ya que tienen una evolución temporal muy similar.

5.3.2 Consideraciones computacionales

5.3.2.1 Transporte de neutrones y gammas

Para el transporte de neutrones se ha utilizado WW como técnica de reducción de varianza. Esta técnica ha sido utilizada de la forma común a través del generador automático de mapas de peso y un proceso iterativo para intentar llevar neutrones a toda la instalación.

Para el cálculo de neutrones necesario para el método R2S las mallas se han definido como sigue:

- Cuatro mallas para los módulos de la envoltura y sus correspondientes colectores de canales de refrigeración y una quinta para el divertor. Todas ellas son mallas cartesianas con voxels de 10 cm de lado, ver Fig. 5-11.
- Una malla cartesiana con voxels de 20 cm de lado para la cámara de vacío y las bobinas, ver Fig. 5-12.

Además, esta última malla también se ha utilizado para obtener el flujo de fotones provenientes del decaimiento del material activado y para el mapa global de flujo neutrónico obtenido durante operación.

5.3.2.2 Cálculos de activación

Los cálculos de activación fueron realizados con el código R2SUNED utilizando la aproximación de flujo medio en vez de la de flujo separado. Esta elección se debe a que el caso que nos ocupa tiene como objetivo estimar un orden de magnitud más que un cálculo fino y el flujo medio es más rápido en términos computacionales.

Los límites de los grupos de fotones utilizados para caracterizar la fuente residual son (0, 0.01, 0.02, 0.05, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 1.2, 1.4, 1.7, 2.0, 2.5, 3.0, 4.0, 5.0, 6.5, 8, 10, 12, 14, 20) en MeV.

5.3.2.3 Cálculos de dosis absorbidas

A lo hora de calcular dosis en parada se ha considerado que el flujo de fotones no está apantallado por la presencia de componentes de mantenimiento remoto o personas.

Los mapas de radiación del flujo de fotones de decaimiento a cada instante de tiempo relevante se han usado para calcular la dosis absorbida para los diferentes materiales seleccionados que representan partes de las herramientas de operación remota. Para obtener la energía depositada en cualquier material dado a partir del flujo se ha utilizado los coeficientes del NIST [15].

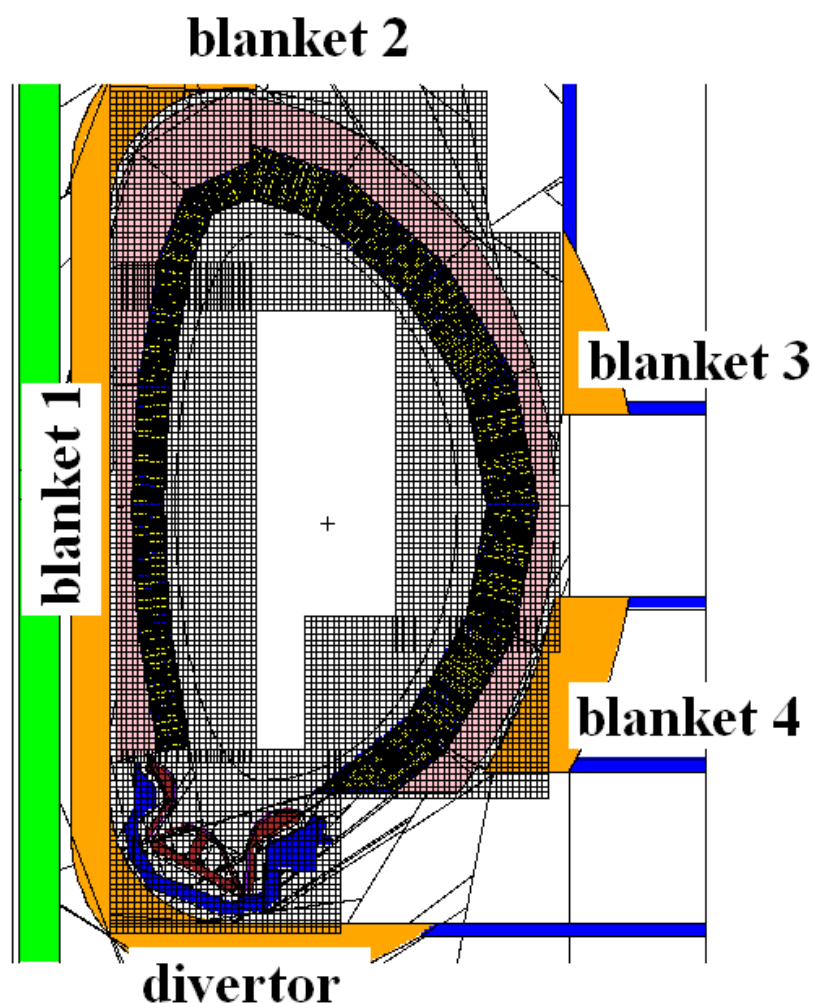


Fig. 5-11 Mallas utilizadas para el divertor y los módulos de la envoltura con sus colectores

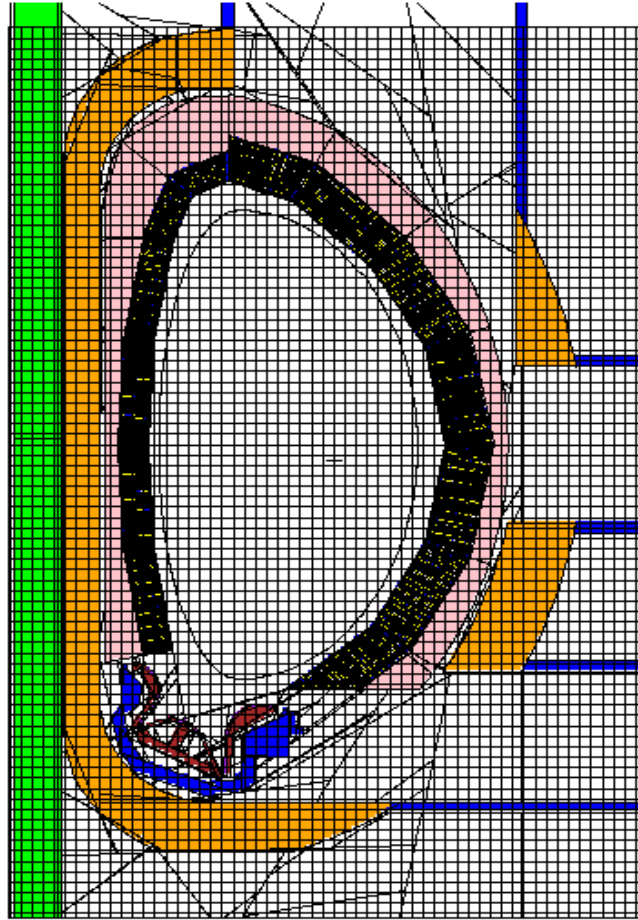


Fig. 5-12 Malla utilizada para la cámara de vacío y la bobina.

El flujo de fotones se ha obtenido teniendo en cuenta la estructura energética de los coeficientes del NIST. El flujo de cada grupo de energía se multiplica por la energía media del grupo y el coeficiente másico de absorción de energía correspondiente al material dado. Esta metodología se ha comparado con la utilizada por MCNP, que usa la energía por colisión contenida en las librerías a través del número de calentamiento ('heating number'), para el caso de Si obteniéndose valores muy similares entre ambas.

La tasa de dosis biológica (en Sv/h) se ha obtenido a través de los coeficientes de conversión flujo a dosis de la ICRP-74 [16] que son los recomendados en los análisis de ITER.

5.3.3 Resultados

5.3.3.1 Flujo de neutrones durante operación

En la Fig. 5-13 se puede ver la distribución espacial del flujo de neutrones y de su error estadístico en la malla antes definida con un tamaño de voxel de 20x20x20 cm. Este mapa es útil para ver los gradientes del flujo de neutrones y sirve de guía para ver las posibles zonas críticas donde se producirá más activación.

La Fig. 5-13 muestra que las envolturas y sus colectores reducen el flujo de neutrones en dos órdenes de magnitud. Igualmente, se muestra como la cámara de vacío reduce el flujo en hasta 6 órdenes de magnitud y como el interior de la cámara de vacío está menos expuesta que la parte exterior.

En lo que respecta a los errores estadísticos se puede ver que la mayoría del flujo presenta errores por debajo del 1%. Las zonas con más error son el interior del material que compone el grueso de la cámara de vacío y la parte situada en el lado interior de la bobina donde se llegan a alcanzar errores del 50% pero son zonas sin influencia para la dosis residual ya que se auto-blindan la posible radiación residual que produzcan. Teniendo en cuenta estas consideraciones se considera que los valores obtenidos para el flujo y sus errores estadísticos son aceptables para el cometido de la tarea.

Puede observarse que el flujo neutrónico del puerto inferior es entre uno y dos órdenes de magnitud más alto que en los puertos superior y ecuatorial respectivamente. Esto se debe al alto escape de neutrones a través del hueco entre el módulo inferior de la envoltura que se encuentra en la parte exterior del reactor y el divertor. Este escape induce una activación más alta por lo que se espera que la dosis residual sea mayor. La Fig. 5-14 muestra en detalle y con una escala adecuada este escape de radiación.

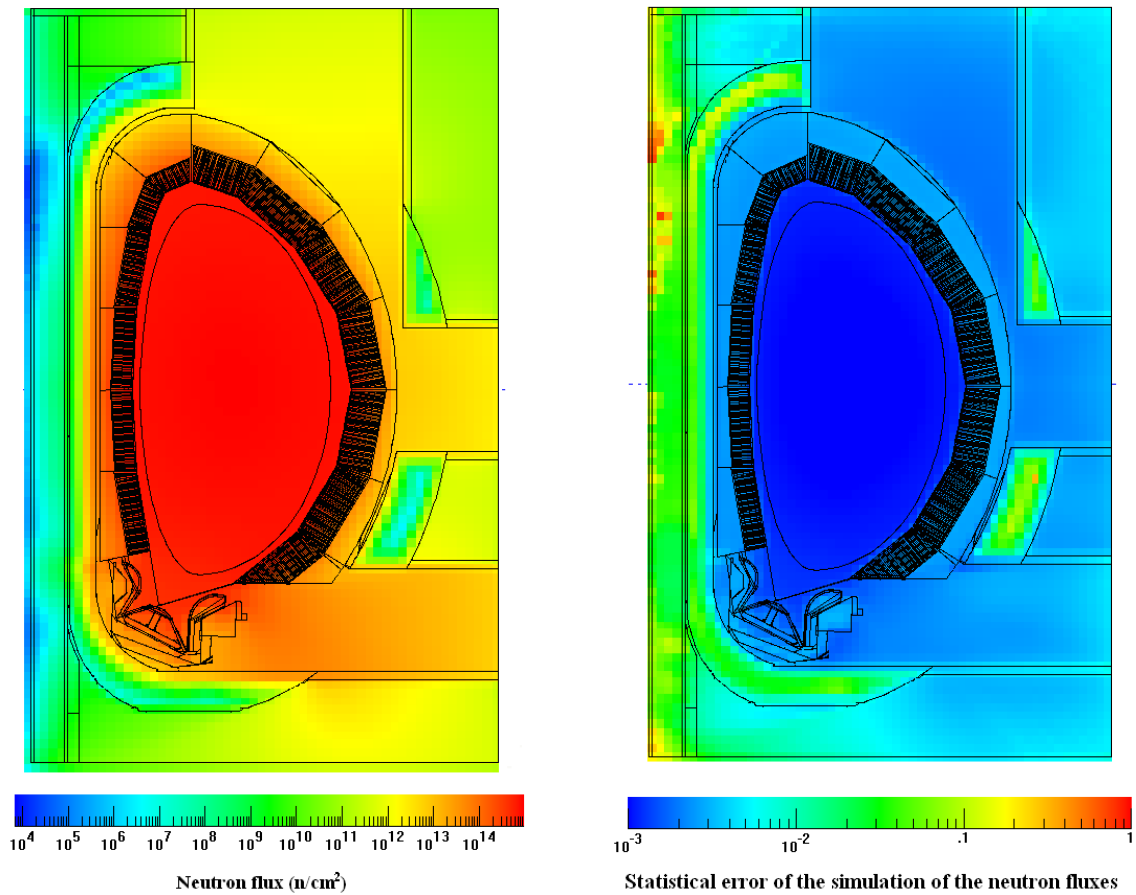


Fig. 5-13 Distribución espacial del flujo de neutrones y de su error estadístico

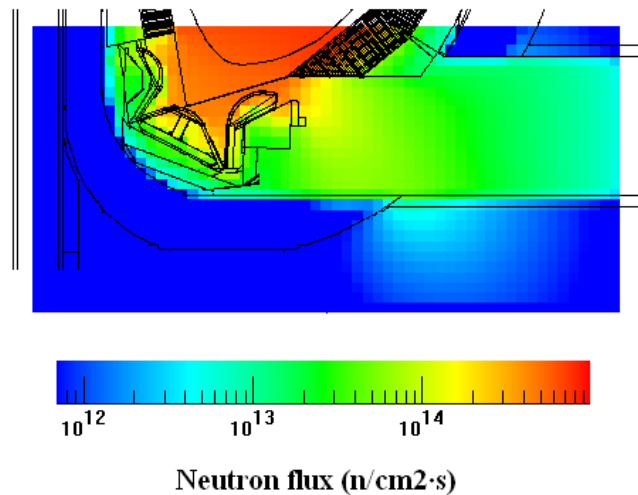


Fig. 5-14 Detalle del escape de radiación en la zona del divertor

En la Fig. 5-15 se muestra el flujo de neutrones a lo largo de una línea de voxels en cada puerto y siguiendo la dirección de este (horizontal, para el inferior y el ecuatorial, y vertical para el superior). Para el puerto inferior, el flujo muestra un pico a los 180 cm desde el divertor. Esto se debe al escape de neutrones que acabamos de mencionar en el

párrafo anterior. A la salida de los puertos, los flujos son un 35%, un 30% y un 20% del obtenido en la zona del colector para los puertos inferior, ecuatorial y superior respectivamente.

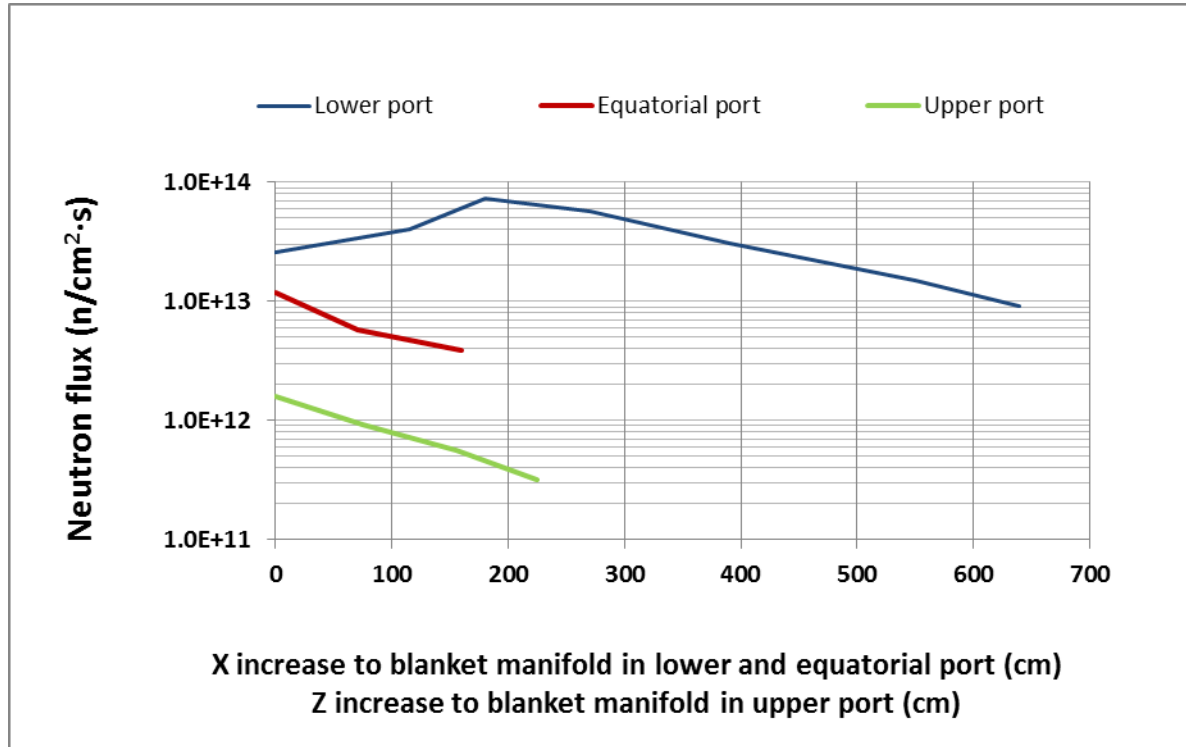


Fig. 5-15 Flujo de neutrones a lo largo de los puertos

5.3.3.2 Flujo de fotones de desintegración

En la Fig. 5-16 se muestra el flujo de fotones a una semana y un año de enfriamiento en la misma malla que la usada para la obtención del flujo de neutrones. Dado el tamaño de cada malla utilizada en la activación se han necesitado 11 fuentes para los fotones residuales: 4 para la envoltura, 4 para los colectores, 1 para el divertor, 1 para la cámara de vacío y 1 para la bobina superconductora. Esto implica que se han tenido que realizar 22 cálculos para obtener las dos distribuciones del flujo de fotones.

Como era de esperar el flujo más alto se encuentra en la cámara de reacción. Para ambos tiempos de enfriamiento el flujo de fotones en el puerto inferior es por lo menos un orden de magnitud mayor que en los otros dos puertos. Esto se debe al escape de neutrones que se da en la zona del divertor, como ya se comentó en la sección precedente, y al hecho de que los fotones residuales provenientes de la envoltura se encuentran menos blindados en el puerto inferior que en los otros dos.

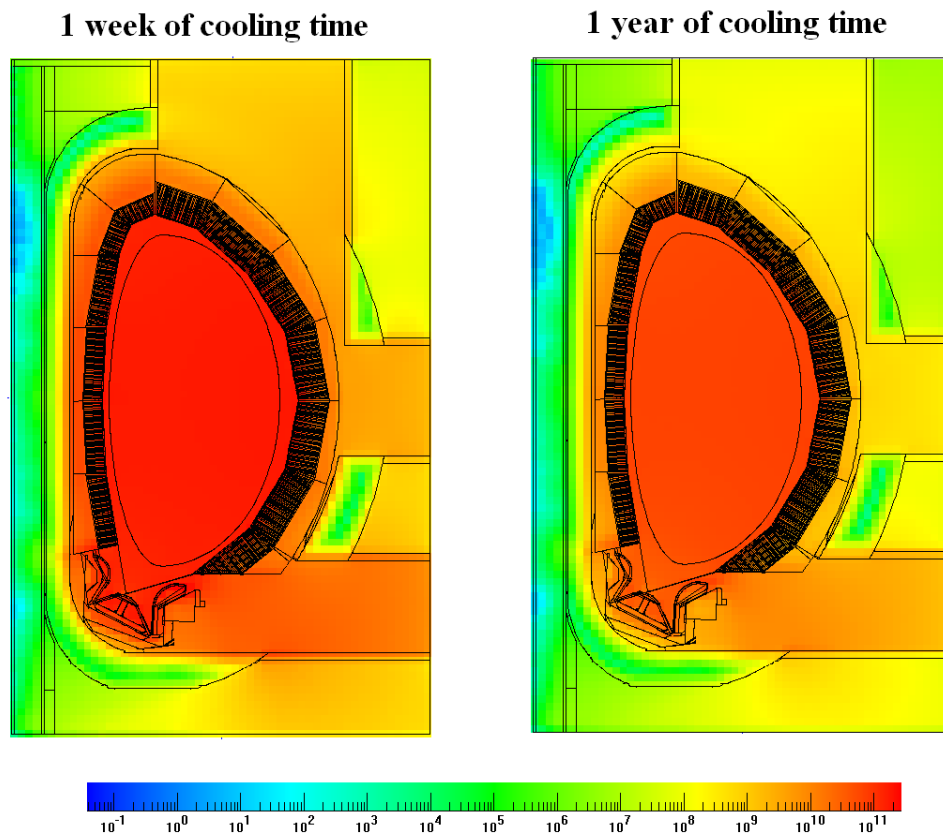


Fig. 5-16 Flujo de fotones residual [$\gamma/\text{cm}^2\text{s}$] a 1 semana (izquierda) y 1 año (derecha) de enfriamiento.

De una semana a un año de enfriamiento el flujo decae aproximadamente un orden de magnitud tanto en la zona dentro de la cámara de vacío como en los puertos reduciéndose de 10^9 - 10^{10} a 10^8 - 10^9 $\gamma/\text{cm}^2\text{s}$. Aproximadamente el 86% del flujo de fotones en el puerto inferior proviene de la cámara de vacío, mientras que el resto proviene del divertor, la envoltura y los colectores. En el caso del puerto ecuatorial y el superior, el flujo varía de 10^9 a 10^8 $\gamma/\text{cm}^2\text{s}$ proviniendo en un 55% y un 86 % de la cámara de vacío respectivamente y el resto de los colectores.

En el caso del flujo dentro de la cámara de reacción tenemos valores de aproximadamente 10^{11} $\gamma/\text{cm}^2\text{s}$ a una semana de enfriamiento que se reduce a aproximadamente la mitad al año. De los cálculos efectuados en los diferentes puntos situados dentro de la cámara, y que se analizarán más adelante, se deduce que la mayoría del flujo (de un 65% en posiciones cercanas al divertor, a un 95%) proviene, como se esperaba, de la activación de la envoltura.

5.3.3.3 Tasa de dosis absorbida dentro de la cámara de reacción

En esta sección se muestran las tasas de dosis absorbida para los puntos desde el 1 al 4 para una semana, un mes y un año de enfriamiento. Además, se ha evaluado la contribución separada de la envoltura, la cámara de vacío, el divertor, la bobina y los colectores.

Las tasas de dosis absorbida, en los puntos 1 a 4, para los diferentes materiales seleccionados por su relevancia en la maquinaria de mantenimiento remoto se muestran en la Fig. 5-17.

El máximo de dosis absorbida se obtiene en los puntos situados en el plano ecuatorial (1 y 2) coincidiendo con el perfil de la carga neutrónica en la primera pared y su valor es similar para ambos puntos. Para una semana de enfriamiento el valor de la dosis está alrededor de los 2.0 kGy/h para la mayoría de materiales, siendo el máximo 2.5 kGy/h para el Viton. En el caso de un mes de enfriamiento estos valores pasan a ser de 1.8 kGy/h y de 2.3 kGy/h respectivamente. Finalmente, en el caso de un año de enfriamiento pasan a ser de 0.8 kGy/h y 1 kGy/h.

En la zona superior de la cámara de reacción (punto 3) la tasa de dosis para la mayoría de materiales a 1 semana, 1 mes y 1 año es de 1.8, 1.5 y 0.6 kGy/h respectivamente, siendo los máximos de 2.1, 1.9 y 0.8 kGy/h correspondientes de nuevo al Viton.

En la zona inferior de la cámara de reacción (punto 4) la tasa de dosis para la mayoría de materiales a 1 semana, 1 mes y 1 año es de 1.5, 1.3 y 0.5 kGy/h respectivamente, siendo los máximos de 1.9, 1.5 y 0.6 kGy/h correspondientes de nuevo al Viton.

En la Fig. 5-18 se muestra la tasa de dosis absorbida en Sílice en los cuatro puntos situados en la cámara de reacción y para los tres tiempos de irradiación. Esta gráfica es útil para ver la diferencia que hay entre los puntos y su evolución temporal ya que ambas magnitudes serán similares para los demás materiales de interés.

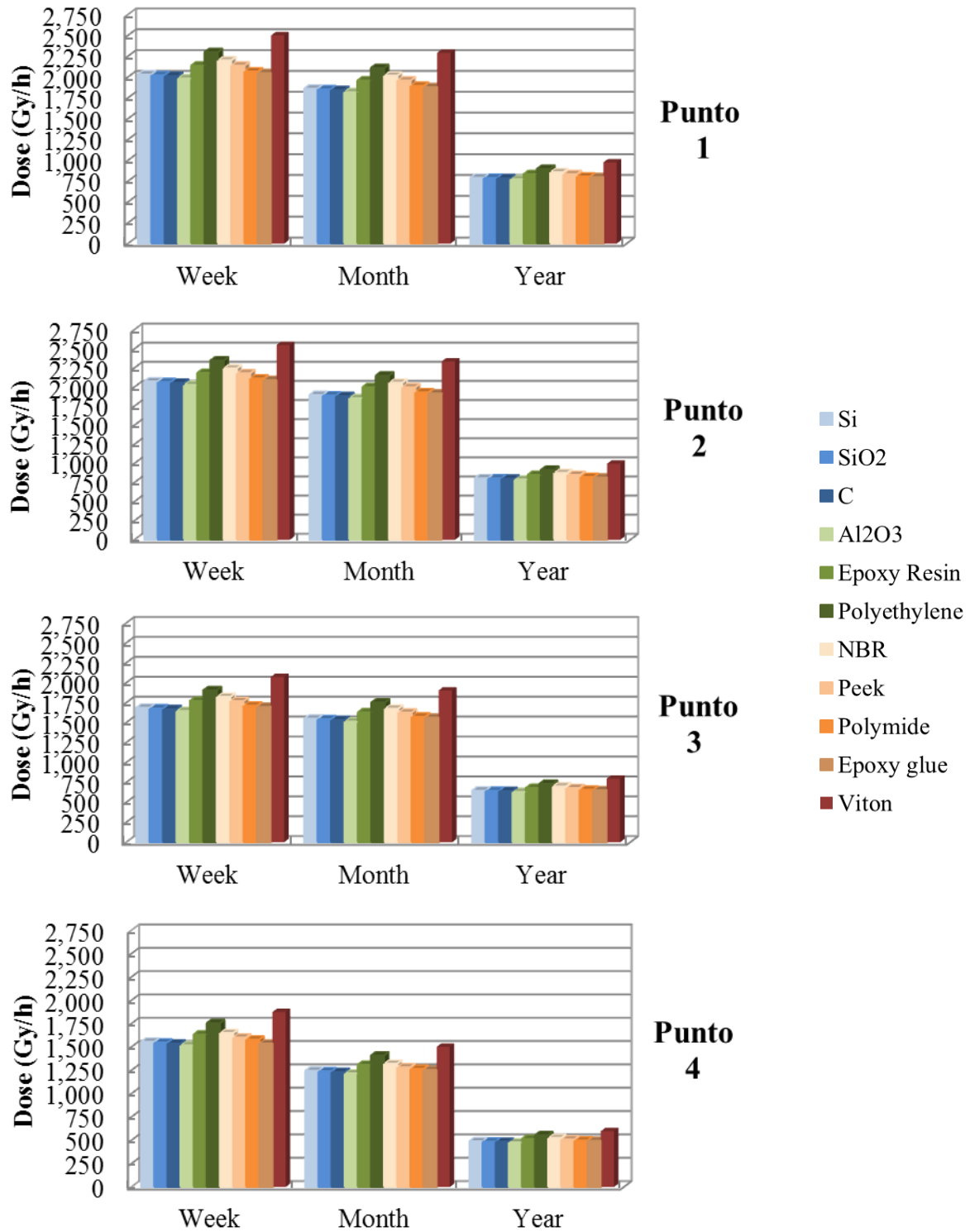


Fig. 5-17 Tasa de dosis absorbida en los puntos 1 a 4 para los diferentes materiales y los tres tiempos de enfriamiento seleccionados.

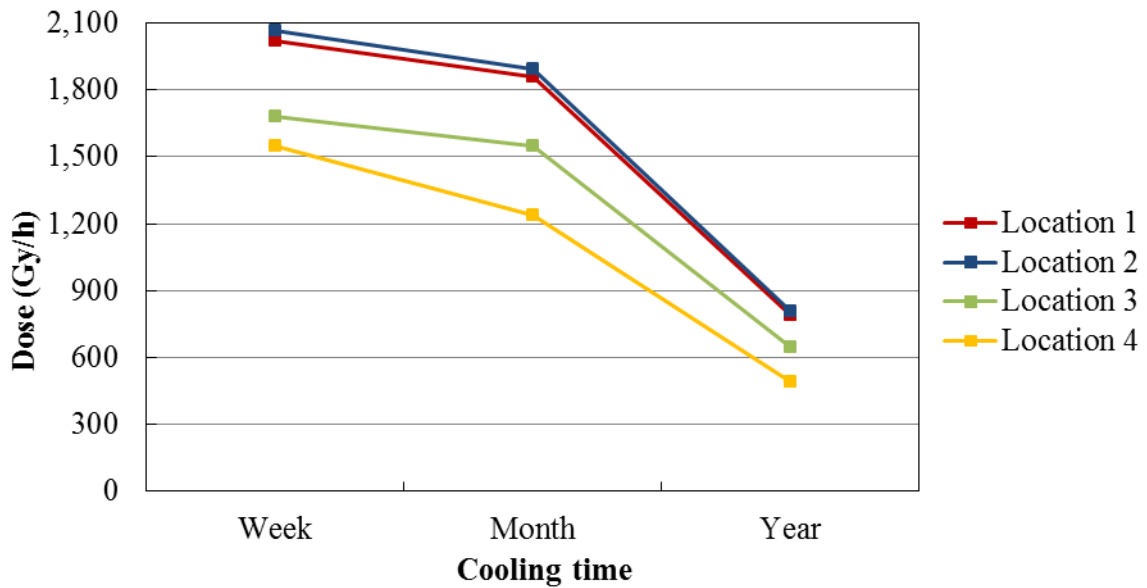


Fig. 5-18 Tasa de dosis absorbida en Sílice en los puntos 1 a 4 y los tres tiempos de enfriamiento.

Por último, en la Fig. 5-19 se ha analizado la contribución de los diferentes componentes del reactor para los puntos situados en la cámara de reacción. Los componentes se han separado en: envoltura, colectores, divertor, cámara de vacío y bobinas superconductoras.

Para los puntos 1 a 3 la tasa de dosis absorbida proviene en más de un 95% de la envoltura mientras que para el punto 4, situado más cerca del divertor, proviene de un 60% a un 80% de la envoltura y de un 35% a un 20% del divertor para una semana y un año de enfriamiento respectivamente.

5.3.3.4 Tasas de dosis en los puertos y la zona exterior de la cámara de vacío

En esta sección se muestran las tasas de dosis absorbida para los puntos desde el 5 al 7 para una semana, un mes y un año de enfriamiento. Además, se ha evaluado la contribución separada de la envoltura, la cámara de vacío, el divertor, la bobina y los colectores.

En la Fig. 5-20 se muestra la tasa de dosis absorbida en los puertos inferior, ecuatorial y superior (puntos 5, 6 y 7 respectivamente) para los tres tiempos de irradiación (semana, mes y año) y todos los materiales seleccionados.

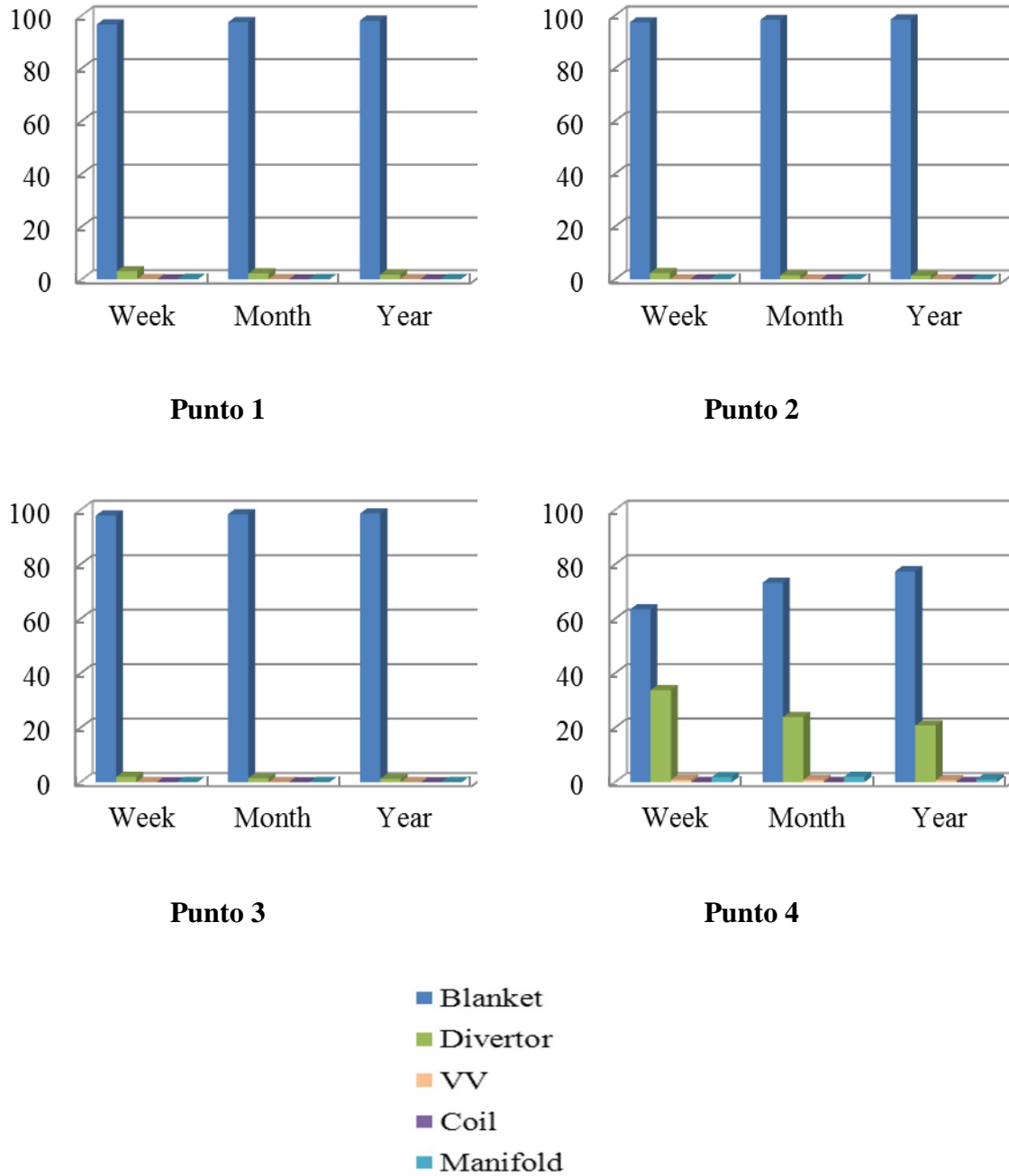


Fig. 5-19 Contribución a la dosis absorbida en Sílice debida los diferentes componentes del reactor.

Para el puerto inferior (punto 5), la tasa de dosis absorbida en la mayoría de los materiales está alrededor de 90, 80 y 15 Gy/h para 1 semana, 1 mes y 1 año de enfriamiento respectivamente, siendo el máximo, correspondiente con el material Viton, de 110, 97 y 19 Gy/h para los mismos tiempos de enfriamiento.

En el caso del puerto ecuatorial (punto 6), la tasa de dosis en la mayoría de los materiales y para los mismos tiempos de enfriamiento son de 22, 18 y 3 Gy/h siendo el máximo de 27, 23 y 4 Gy/h correspondiente de nuevo al material Viton.

Por último, en el caso del puerto superior, la tasa de dosis en la mayoría de los materiales y para los mismos tiempos de enfriamiento que en los dos casos anteriores es de 4, 3.5 y 0.6 Gy/h siendo el máximo de 5, 4.5 y 0.8 Gy/h correspondiente al de nuevo al material Viton.

En la Fig. 5-21 se muestra la evolución temporal de la tasa de dosis para los tres puntos localizados en los puertos. Se puede observar claramente como la dosis es mucho mayor en el puerto inferior que en los otros dos, siendo entre 4 y 5 veces superior que en el ecuatorial y hasta 20 veces que el superior. El hecho de que la tasa de dosis sea mayor en el puerto inferior que los otros dos se debe, como ya se ha comentado en repetidas ocasiones, al escape de neutrones provenientes del plasma que se da en la zona del divertor. En cambio, la diferencia entre el puerto superior y el ecuatorial se debe a la combinación de dos factores. Por un lado, el puerto ecuatorial presenta un menor grosor (y por tanto un menor blindaje) en la zona de colectores que el puerto superior y por otro lado, el perfil de la carga de neutrones en la primera pared presenta un máximo en la zona ecuatorial (donde se sitúa el puerto ecuatorial) y un mínimo en la parte superior (donde se sitúa el puerto superior) lo que da lugar a un menor flujo de neutrones en el puerto superior y, consecuentemente, una menor tasa de dosis residual.

En la Fig. 5-22 se muestra la contribución, en porcentaje, de cada componente del reactor (envoltura, colector, divertor, cámara de vacío y bobina superconductora) a la dosis absorbida en Sílice para los puntos situados en los puertos y los tiempos de enfriamiento seleccionados.

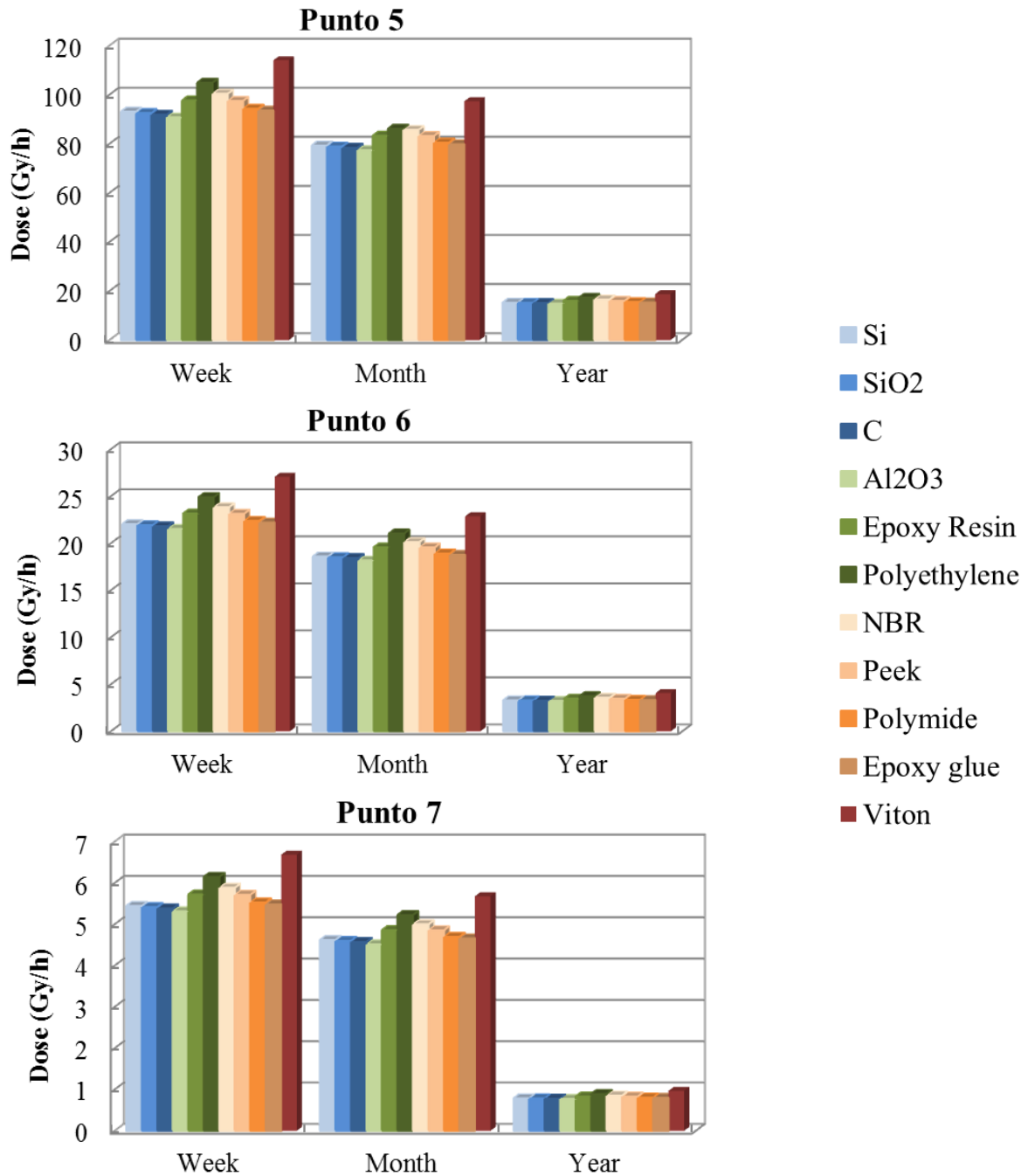


Fig. 5-20 Tasa de dosis absorbida en los puntos 5, 6 y 7 para los diferentes materiales y los tres tiempos de enfriamiento seleccionados

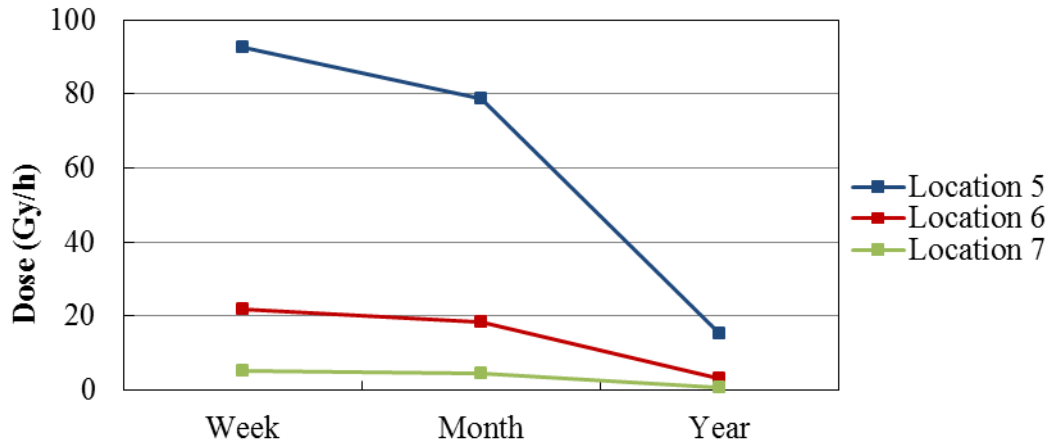


Fig. 5-21 Evolución temporal de la dosis absorbida en Sílice para los puntos 5, 6 y 7.

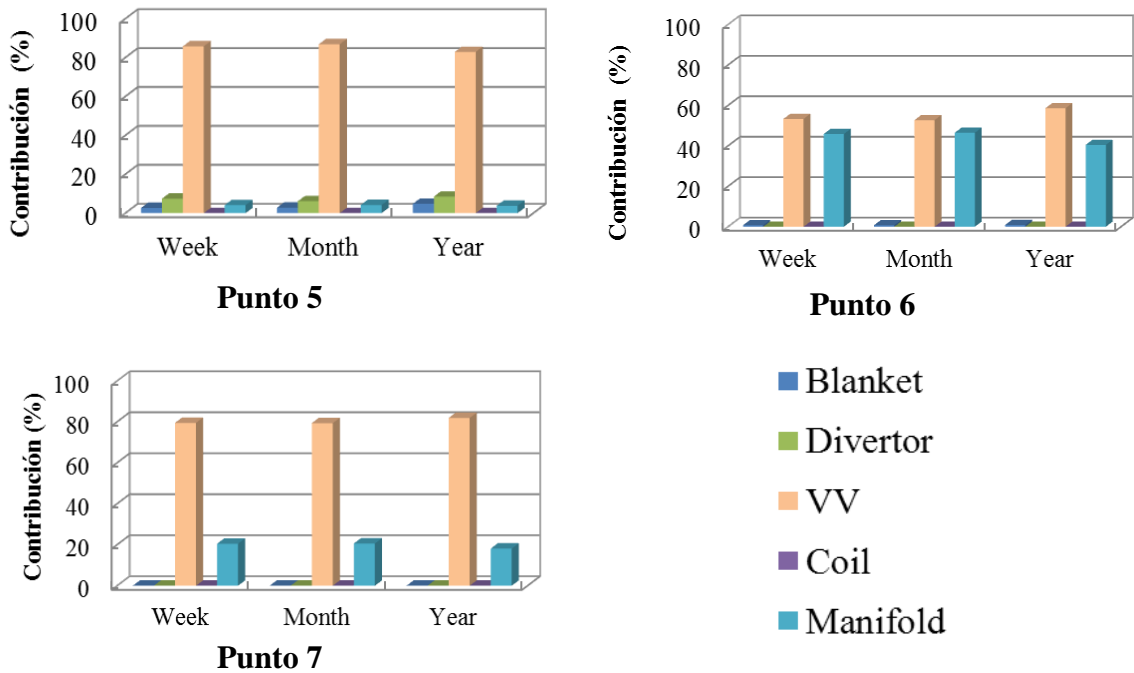


Fig. 5-22 Contribución a la dosis absorbida en Sílice debida los diferentes componentes del reactor

5.3.4 Conclusiones

Atendiendo a la estructura seguida en la sección de resultados cabe hacer la misma separación para las conclusiones extraídas de ellos: flujo neutrónico, flujo de fotones de decaimiento, tasa de dosis absorbida dentro de la cámara de reacción, en los puertos de la cámara de vacío y fuera de ésta.

La distribución espacial del flujo de neutrones dentro de la zona de interés varía desde los $10^{14} \text{ ncm}^{-2}\text{s}^{-1}$ en la zona del plasma hasta los $10^{11} \text{ ncm}^{-2}\text{s}^{-1}$ en el puerto superior. Como era de esperar por la geometría del problema la parte inferior de la cámara de reacción presenta un fuerte escape de neutrones debida al hueco que hay entre el divertor y la zona exterior de la envoltura. Este escape produce una mayor activación del puerto inferior y por consiguiente una mayor tasa de dosis. Con los resultados obtenidos se recomienda mitigar este escape de neutrones ya sea por disminución del hueco entre el divertor y la envoltura o poniendo algún tipo de blindaje temporal durante la operación del reactor.

La distribución espacial del flujo de fotones residuales a una semana de enfriamiento varía de $10^{12} \text{ } \gamma/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ en la zona del plasma hasta $10^8 \text{ } \gamma/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ en el puerto superior. El puerto inferior presenta una tasa de dosis mayor que los otros dos debido al escape de neutrones que ya se ha mencionado en el párrafo anterior. En lo que respecta a la dependencia temporal cabe decir que de una semana a un año de enfriamiento la tasa de dosis residual disminuye en aproximadamente un orden de magnitud.

Independientemente del material utilizado en el cálculo de tasa de dosis absorbida se pueden hacer afirmaciones generales ya que el comportamiento es similar, en valor y evolución temporal, en todos los materiales utilizados. En el caso de la zona situada dentro de la cámara de vacío las tasas de dosis absorbida son máximas en los puntos situados sobre el plano ecuatorial reflejando así el perfil de la fuente de neutrones cuyos máximos se sitúan también en este plano provocando una mayor activación de los componentes. La tendencia general para la dosis absorbida es que los valores estén alrededor de los 2.3 kGy/h a una semana, 1.5 kGy/h a un mes y 0.8 kGy/h a un año después de la parada del reactor. La mayor parte de la dosis proviene de la activación de los módulos de la envoltura salvo en la región cercana al divertor donde este componente puede llegar a contribuir en un 35% de la tasa de dosis total. Merece la pena remarcar que una vez los componentes vayan siendo reemplazados en las operaciones de

mantenimiento la tasa de dosis en esta región disminuye y por tanto los resultados obtenidos en esta tarea son conservadores. El valor real de la tasa de dosis estará entre el aquí comentado y la dosis proveniente solo de la cámara de vacío (que es el caso donde todos los componentes de la envoltura y el divertor se han retirado).

Las tasas de dosis absorbida en el puerto inferior son alrededor de 5 veces mayores que las obtenidas en el puerto ecuatorial y 20 veces mayores que las obtenidas en el puerto superior. Los valores para las tasas de dosis absorbida están alrededor de 95 Gy/h a una semana, 80 Gy/h a un mes y 15 Gy/h a un año después de la parada del reactor. El principal contribuyente a la dosis en la salida de los puertos es la cámara de vacío. En el puerto inferior el divertor contribuye alrededor del 7%, los colectores un 5% y la envoltura un 3% proviniendo el resto de la dosis (>80%) de la cámara de vacío. En el caso del puerto ecuatorial la cámara de vacío contribuye un 55% mientras el resto proviene de los colectores. Finalmente, en el puerto superior la cámara de vacío contribuye alrededor de un 80% mientras que los colectores lo hacen en un 20%.

Las tasas de dosis biológica a las salidas de los puertos tienen un valor similar a las de dosis absorbida. Estos valores son varios órdenes de magnitud mayores que el valor límite de 100 μ Sv/h para la entrada de trabajadores.

Por último cabe mencionar que estos resultados son coherentes con los obtenidos por el KIT [17] que fueron calculados con el código R2Smesh que utiliza FISPACT como código de activación. La conjunción de ambos trabajos ha dado lugar un artículo que en estos momentos está bajo revisión [18].

5.4 Resumen y conclusiones

En este capítulo se han presentado los resultados de las tareas WP12-DTM04-T05 y WP12-DAS06-D03-02 que se fueron realizadas durante el año 2012 bajo el auspicio de EFDA. Estas tareas abordan el blindaje de las bobinas y las tasa de dosis residual, ambos aspectos muy relevantes para el funcionamiento del reactor y la planificación de su mantenimiento respectivamente.

En la tarea WP12-DTM04-T05 se han analizado el efecto del tamaño de los huecos en las cargas por radiación sobre las bobinas TF. Los resultados obtenidos muestran que los

Capítulo 5 Análisis nuclear de una envoltura HCLL: EFDA

requerimientos de diseño se cumplen con al menos un orden de magnitud sobre la magnitud más crítica, que es el calentamiento nuclear en el devanado de la bobina.

En la tarea WP12-DAS06-D03-02 caracteriza el entorno de radiación una vez el reactor ha entrado en parada atendiendo a las dosis que pueden recibir trabajadores y máquinas. La dosis estimada para la zona dentro de la cámara de vacío del orden de los 2 kGy/h a una semana de enfriamiento que es cuando presumiblemente las máquinas tendrán que empezar a operar. Esta dosis es manifiestamente menor en el caso de los puertos donde al mismo tiempo de enfriamiento y en el peor de los casos, el puerto inferior, no llega a los 100 Gy/h.

Por último, como cierre de este capítulo queremos destacar que el trabajo realizado en las tareas de EFDA no hubiera sido posible sin la experiencia ganada en el proyecto TECNO_FUS y en este sentido representa el siguiente paso lógico al proceso de consolidación que tenía como objetivo dicho proyecto.

5.5 Referencias

- [1] P. Sardain, D. Maisonnier, L. Di Pace, L. Giancarli, A. Li Puma, P. Norajitra, A. Orden, E. Arenaza, D. Ward “The European power plant conceptual study: Helium-cooled lithium-lead reactor concept” Fusion Engineering and Design, Vol. 81, 2006, pp. 2637-2678.
- [2] D. Maisonnier, I. Cook, P. Sardain, R. Andreani, L. Di Pace, R. Forrest, L. Giancarli, S. Hermsmeyer, P. Norajita, N. Taylor, D. Ward “A conceptual study of commercial fusion power plants”, Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS), Abril, 2005. Ref: EFDA-RP-RE-5.0.
- [3] C. Bachmann. [DTM04 Neutronic Studies - Technical Specification \(2LK5HD\)](#).
- [4] J. P. Catalán, R. Juárez, F. Ogando, J. Sanz “Nuclear analysis of the TF coil radiation loads in DEMO1” WP12-DTM04-T05, EFDA_D_2LN7K7 v1.1.
- [5] O. Croft. [WP12-DAS06-D01a Activity Management Plan \(2KWMMN\)](#).
- [6] J. Sanz, J. P. Catalán, R. Juárez, P. Sauvan “Calculation of in-vessel and ex-vessel radiation conditions during shutdown periods” WP12-DAS06-D03-02, EFDA_D_2L26MW v1.1.
- [7] Generic EFDA DEMO (2008) MCNP model: [EFDA_D_2LFDU8](#).

- [8] U. Fischer, P. Pereslavitsev “WP12-DTM04-T02: Description of the provisional DEMO1 MCNP model” EFDA.
- [9] MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5, User’s Guide. X-5 Monte Carlo team.
- [10] J. Sanz, O. Cabellos y N. García-Herranz, “ACAB Inventory code for nuclear applications: User’s manual” V. 2008. NEA-1839 (2008).
- [11] The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library. NEA Data Bank.
- [12] R.A. Forrest, J. Kopecky, J.Ch. Sublet, The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section libraries, UKAEA FUS 535 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 decay data library, UKAEA FUS 537 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 biological, clearance and transport libraries, UKAEA FUS 538 (2007).
- [13] U. Fischer, P. Pereslavitsev “Recommendations for the DEMO Radial Build”, WP12-DTM04-T03, EFDA_D_2M4CQP.
- [14] J. Harman, “WP12 DEMO Operational Concept Description”, EFDA_D_2LCY7A v1.3 (2012).
- [15] Hubbell, J.H. and Seltzer, S.M. (2004), Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients (version 1.4). [Online] Available: <http://physics.nist.gov/xaamdi> [2013, February 19th]. National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD. Originally published as NISTIR 5632, National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD (1995).
- [16] Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation ICRP Publication 74, Volume 26 No. 3/4 (1996).
- [17] D. Liechtle. [WP12-DAS06-D03-01 Calculation of in-vessel and ex-vessel radiation conditions during shutdown periods \(2L4HB3\)](#) . EFDA Report.
- [18] D. Liechtle, P. Pereslavitsev, J. Sanz, J.P. Catalan, R. Juarez “Global shutdown dose rate maps for a DEMO conceptual design” Fusion Engineering and Design under review.

Capítulo 6

Análisis nuclear en la instalación

ITER

Este capítulo cierra la parte dedicada a aplicaciones de esta tesis con un análisis nuclear realizado en el reactor ITER. En este reactor los componentes se encuentran en un estado de diseño mucho más avanzado que en DEMO debido a que se espera que empiecen a funcionar en un corto plazo de tiempo. Este hecho hace dentro del mundo de reactores FCM ITER sea sin duda el proyecto más exigente desde el punto de vista del análisis nuclear y por lo tanto se le puede considerar la mejor prueba para aplicar la metodología descrita en esta tesis. Esto último en la práctica se traduce en que es necesario tener la capacidad de manejar modelos geométricos muy complejos (con varios miles de celdas) y de realizar cálculos computacionales muy exigentes. Todo esto requiere, además de gran experiencia por parte del usuario, de una infraestructura adecuada tanto desde el punto de vista del software como del hardware.

La tarea que se describe en este capítulo trata sobre la caracterización del entorno de radiación en el interior del Port Cell (PC) del puerto ecuatorial número 12 (EQ12) dedicado a diagnósticos. La elección de este puerto se debe a que su estado de diseño e integración en el momento de comenzar la tarea había alcanzado un nivel de madurez adecuado para ser analizado. Este trabajo fue realizado dentro de la división de diagnósticos y tenía dos objetivos principales. El primer objetivo era implementar una metodología para la caracterización del entorno de radiación en el PC para un puerto de diagnósticos que fuera trasladable a otros puertos y que permitiera el análisis sistemático de las diferentes configuraciones de diseño del PC. En segundo objetivo era la evaluación de la tasa de dosis residual a un día de enfriamiento, cuando se espera la presencia de trabajadores involucrados en las tareas de mantenimiento del equipamiento situado en el

Capítulo 6 Análisis nuclear en la instalación ITER

interior de PC, además de algunas magnitudes relevantes para este equipamiento durante la operación del reactor.

El problema a la hora de evaluar magnitudes asociadas al campo de radiación en operación y en parada en el interior del PC radica en que tratar de conseguir resultados estadísticamente significativos en esa parte de la instalación es computacionalmente muy exigente para el caso de códigos MC. Esto se debe a que el flujo de neutrones²⁷ se ve reducido en 9 órdenes de magnitud²⁸ entre la primera pared del reactor hasta el interior del PC, ver Fig. 6-1. Si a este hecho le sumamos que se quiere analizar diferentes configuraciones de diseño para componentes del PC nos lleva a una situación completamente inabarcable desde el punto de vista computacional. Para solventar esta situación se puede utilizar una estrategia que consiste en analizar si alguna parte del proceso de transporte es común a todas las configuraciones de diseño del PC para poder así dividir el cálculo en dos partes: la común, a realizar una sola vez, y la no común, a realizar tantas veces como opciones de diseño queramos analizar. En el caso que nos ocupa claramente podemos utilizar esta estrategia ya que, teniendo en cuenta que los únicos cambios de diseño se dan en el PC, toda la parte del transporte correspondiente con el reactor es común. En este caso además la parte común es la más exigente desde el punto de vista computacional lo que hace especialmente conveniente esta división que será explicada más adelante en detalle.

Finalmente merece la pena mencionar que esta tarea se empezó a realizar en verano de 2013 en una estancia de tres meses de duración en las instalaciones de ITER, situadas al sur de Francia en Cadarache, y se continuó, ya desde el grupo de la UNED, durante el año 2014 bajo el contrato ‘Neutronic Analysis of ITER Diagnostics Components’ ambos bajo la dirección de la división de diagnósticos. De entre todo el trabajo realizado para ITER bajo este contrato se ha seleccionado esta tarea porque es la que mejor representa la aplicación de la metodología descrita en esta tesis ya que requiere de cálculos durante la operación y la parada.

²⁷ Los neutrones nacen en el plasma y tienen que atravesar el Port Plug (PP), el Port Interspace (PI) y el blindaje biológico antes de llegar al interior del PC.

²⁸ De aproximadamente 10^{14} n·cm⁻²·s⁻¹ de la primera pared a alrededor de 10^5 n·cm⁻²·s⁻¹ que hay al principio del PC.

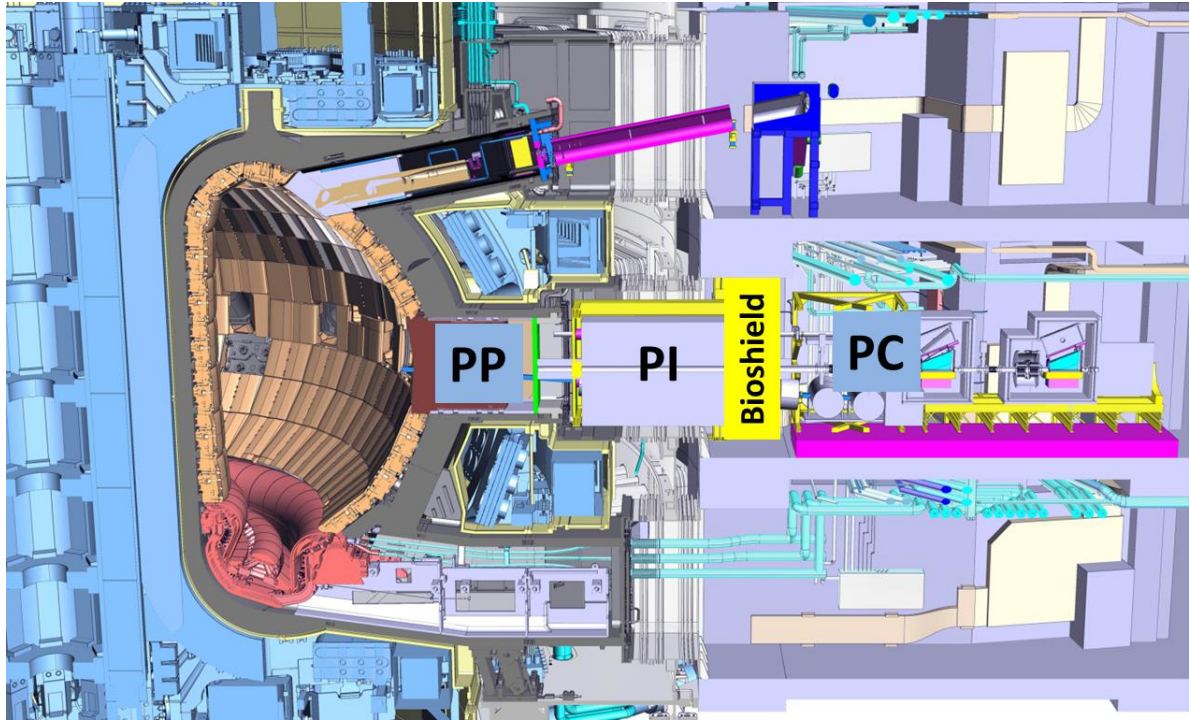


Fig. 6-1 Sección del reactor ITER en un puerto de diagnósticos [1]. En el puerto ecuatorial se muestran los principales regiones: PP (Port Plug), PI (Port Interspace) y PC (Port Cell).

6.1 Descripción del problema

Como ya se ha mencionado en varias ocasiones la caracterización del entorno de radiación en áreas donde trabajadores y máquinas van a estar expuestos es un elemento clave en el proceso de diseño de un reactor. Esta caracterización incluye tanto al reactor como al edificio donde este se aloja. Como ya se ha mencionado en la introducción aquí nos centraremos en la evaluación de la tasa de dosis residual en el PC a 1 día de enfriamiento, cuando se espera que entren los trabajadores para labores de mantenimiento. Este hecho hace que el requerimiento de diseño para el área del PC sea una tasa de dosis máxima de $10 \mu\text{Sv/h}$.

El componente crítico para la dosis residual en el PC es el Bioshield Plug (BP) que actúa como última barrera de radiación y por lo tanto su diseño es de vital importancia para reducir lo máximo posible las dosis en el interior del PC. El trabajo descrito en este capítulo se centra en el análisis de diferentes configuraciones de diseño de este componente teniendo en cuenta su impacto en la dosis residual en el interior del PC correspondiente al EQ#12.

El trabajo realizado se puede dividir en dos partes. En la primera, sección 6.2, se ha descrito la metodología seguida para la evaluación de la dosis residual en el interior del PC (composición de materiales, modelos geométricos, escenario de irradiación, datos nucleares y definición de la fuente intermedia de neutrones). En la segunda parte, sección 6.3, se describen los resultados obtenidos dividiéndolos en dos grupos. Por un lado, aquellos obtenidos en un BP sin penetraciones de los diagnósticos donde se ha buscado caracterizar los diferentes materiales candidatos para el BP y estimar el efecto sobre la dosis residual del uso de una capa de plomo en las parte posterior del BP (sección 6.3.1). Por el otro lado, se muestran los resultados obtenidos en un BP con penetraciones para el mejor candidato a material del BP analizando algunas opciones de diseño como los codos en los caminos ópticos de los diagnósticos más críticos o la pertinencia de rellenar o no el BP (sección 6.3.2).

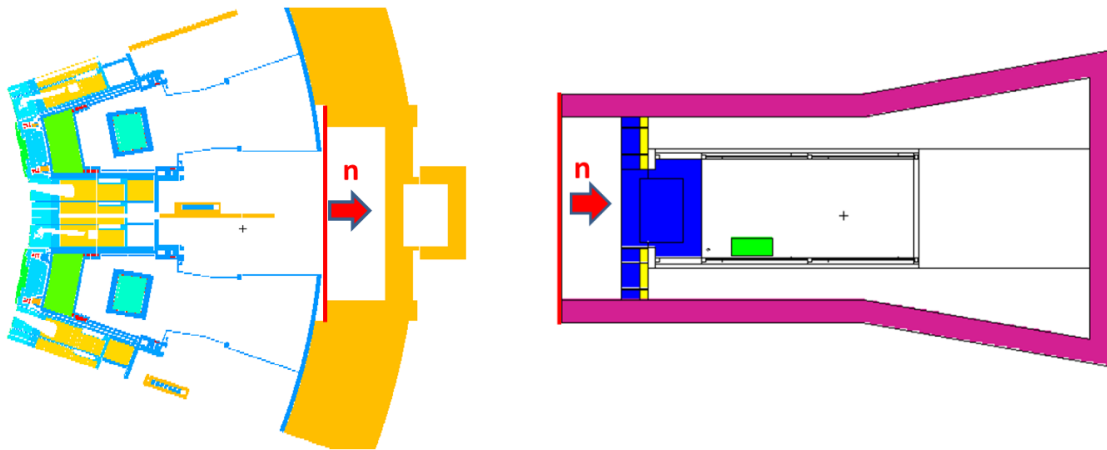


Fig. 6-2 Los dos modelos utilizados en el transporte de radiación. La línea roja muestra donde se encuentra la fuente de neutrones intermedia.

6.2 Metodología

Para poder analizar las diferentes configuraciones de diseño del BP ha sido necesario dividir el problema en dos partes: una perteneciente al reactor y otra perteneciente al PC. La primera sólo se utiliza una vez para obtener una fuente intermedia antes del BP (representada por una línea roja en la Fig. 6-2) la cual se describe en detalle en la sección 6.2.3. Para que la obtención de esta fuente fuera lo más realista posible se modeló dentro del reactor la parte correspondiente al BP en el puerto ecuatorial, zona que es compartida posteriormente por el modelo de PC como puede observarse en la Fig. 6-2.

6.2.1 Modelos neutrónicos

En esta sección se va a describir los dos modelos neutrónicos utilizados, uno correspondiente al reactor y otro correspondiente al PC, para simular el transporte de radiación.

6.2.1.1 Modelo neutrónico del reactor

El modelo neutrónico utilizado para el reactor ITER fue B-lite versión 3 con un puerto superior genérico de diagnósticos, la extensión del puerto cerrada hasta el criostato y los raíles incluidos en el espacio entre el PI. En este modelo el criostato y el blindaje biológico fueron modificados para incluir la abertura del puerto en el criostato y el BP en el blindaje biológico (ver Fig. 6-3). Además en el puerto ecuatorial se utilizó un EPP modificado para incluir los diagnósticos del EQ12 que están colocados de la siguiente forma en los módulos de blindaje de diagnósticos (DSM, Diagnostic Shield Module):

- DSM1: Visible/IR Wide Angle Viewing System y la espectroscopía H- α .
- DSM2: Cámara Radial X-Ray.
- DSM3: Collective Thomson Scattering (CTS).

En la Fig. 6-4 se muestran los modelos neutrónicos de los diagnósticos ópticos. Estos modelos fueron simplificados, principalmente se eliminaron las splines y algunos detalles irrelevantes para el transporte, utilizando SpaceClaim partiendo del modelo CAD original. Estos modelos simplificados fueron traducidos al formato MCNP con el código MCAM para posteriormente ser introducidos en el EPP genérico de diagnósticos. El EPP está representado con universo aislado dentro del modelo B-lite con lo que su inclusión en este es inmediata.

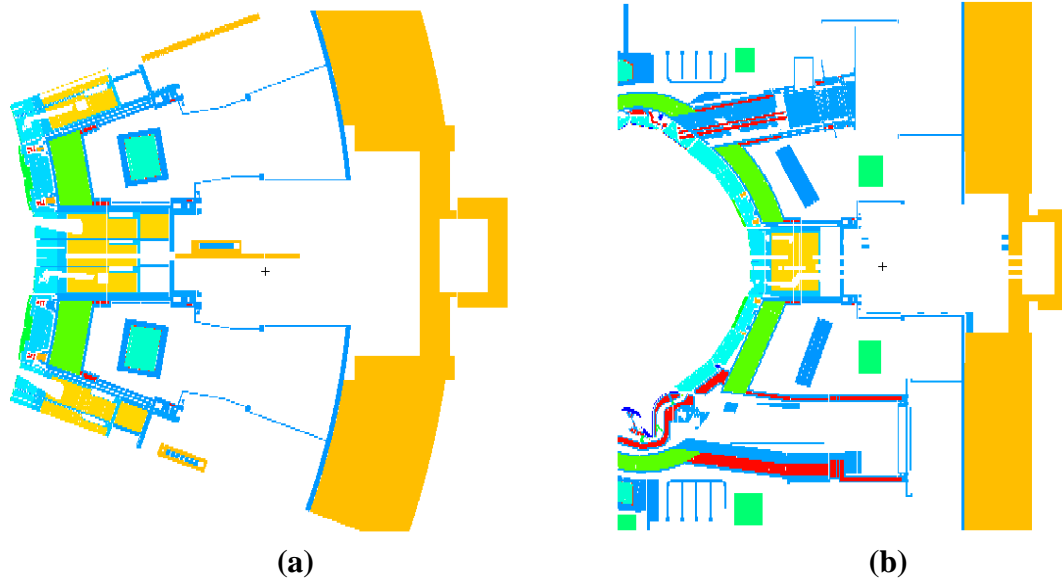


Fig. 6-3 Vistas del modelo B-lite modificado: a) horizontal, en el plano $Z=0$; b) vertical, en el plano $Y=-45$.

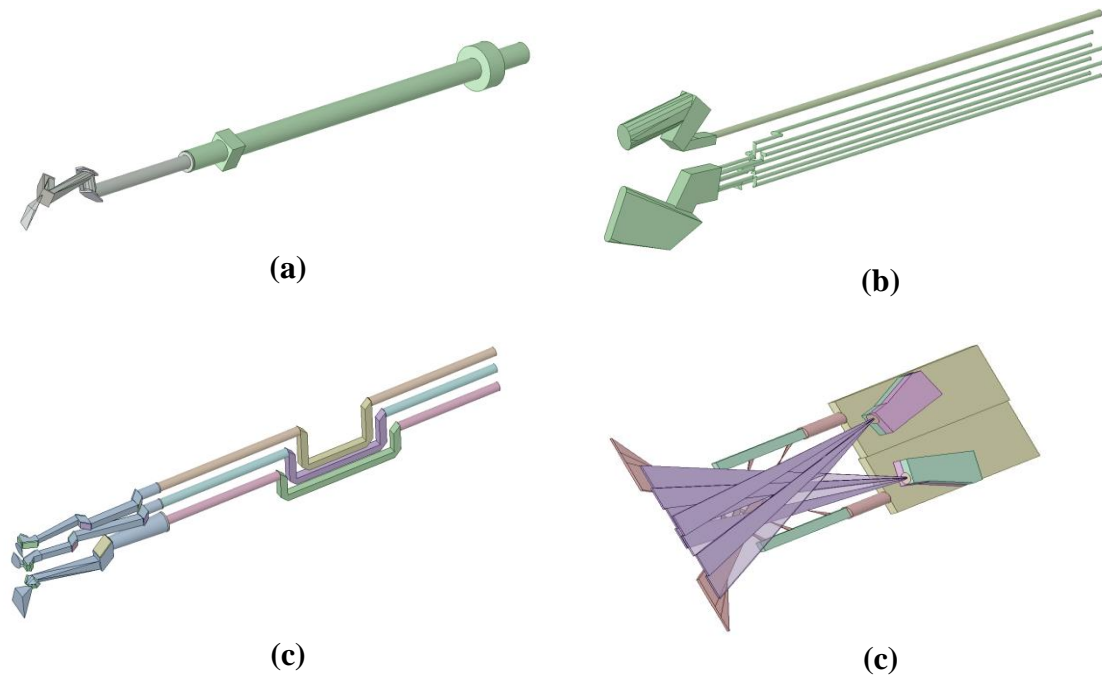


Fig. 6-4 Modelos CAD simplificados para los diagnósticos: a) $H-\alpha$; b) CTS; c) Vis/IR; d) Cámara Radial X-Ray.

6.2.1.2 Port Cell

El modelo neutrónico del PC se realizó partiendo del diseño CAD original con algunas simplificaciones y cerrando por completo la habitación del PC. La Fig. 6-5 muestra los componentes del PC excluyendo la habitación. El BP está hecho de hormigón y consta de dos partes: un blindaje biológico permanente de (60 cm) (BP permanente de aquí en adelante) y uno intercambiable (BP intercambiable) que es por donde atraviesan los diagnósticos. El resto de componentes son la estructura y los raíles. Para estos componentes se ha asumido una composición de SS304 con alto porcentaje de impurezas críticas (0.2% Co y 0.05% Ta) en aras de ser conservadores.

En la Fig. 6-6 se observa una vista frontal del BP. Las regiones en rojo son los huecos de 20 mm que hay entre los diferentes componentes como las puertas para el acceso de trabajadores al PI o los raíles que cruzan el BP desde el PI hasta el PC.

Por último en el caso de las penetraciones en el BP debidas a los caminos ópticos de los diagnósticos se han tenido en cuenta dos configuraciones, una sin codos y otra con codos. Los codos solo se han considerado en los caminos ópticos más grandes, y por tanto los que más contribuyen, que son los correspondientes al Vis/IR y el H- α (ver Fig. 6-7).

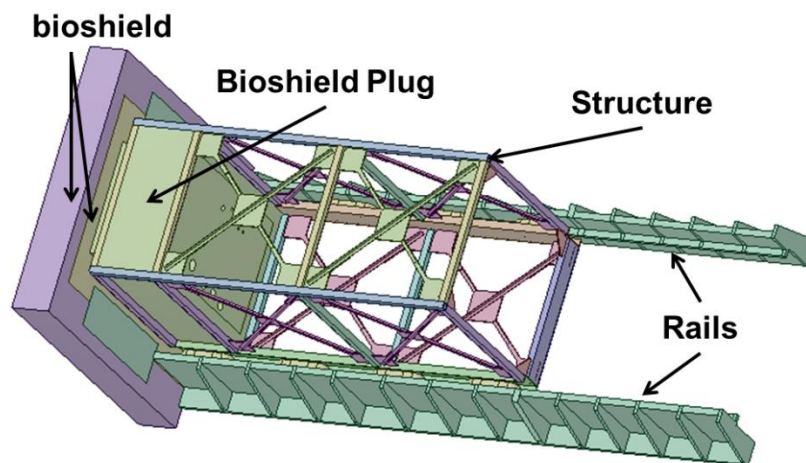


Fig. 6-5 Componentes del PC: Blindaje biológico, estructura y raíles.

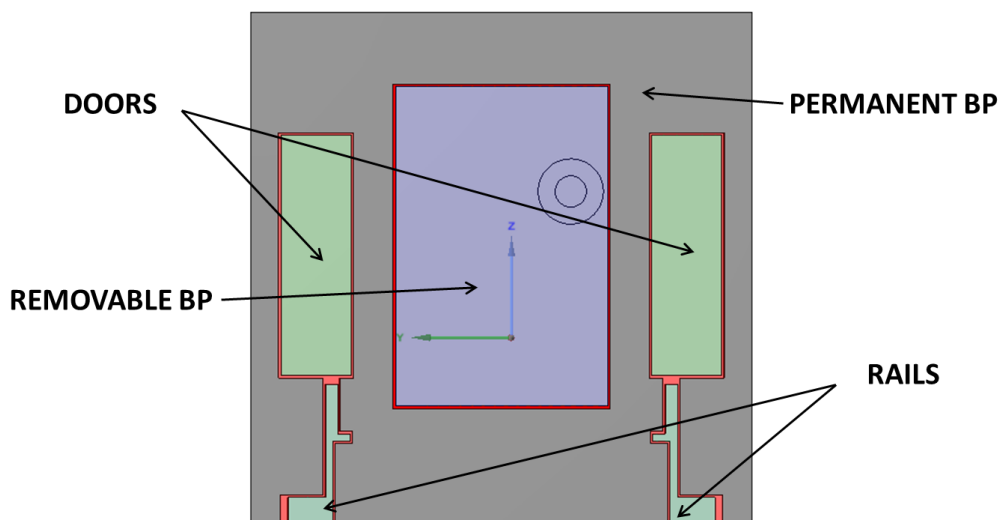


Fig. 6-6 Vista frontal del BP.

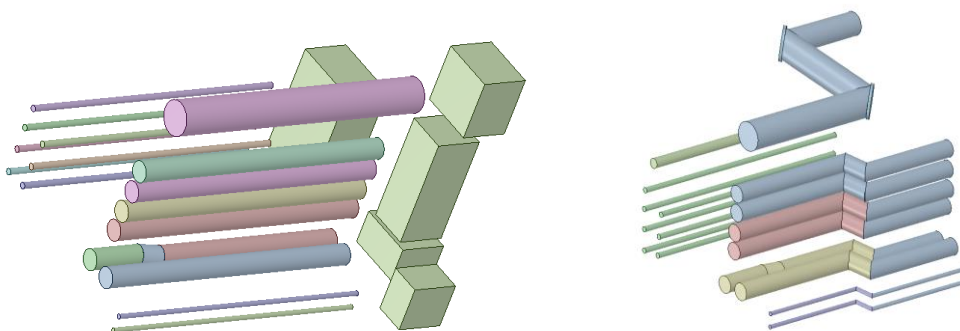


Fig. 6-7 Configuración sin codos (izquierda) y con codos (derecha).

6.2.2 Consideraciones sobre los cálculos de transporte y activación

El cálculo de transporte realizado utilizando el modelo B-lite para obtener la fuente de neutrones en frente del BP demanda mucho tiempo de computación y ha sido necesario el uso de técnicas de RV para llevarlo a cabo. El problema del uso de técnicas RV en este caso es que el puerto ecuatorial presenta tanto absorción de la radiación en los DSM del EPP como fugas de radiación alrededor de los caminos ópticos de los diagnósticos y los huecos del EPP. Para abordar este problema se usaron mapas de peso que tuvieron que ser suavizados porque al optimizar con el generador automático o se tendía solo considerar las fugas o el cálculo se hacía muy lento por problemas de ‘oversplitting’. Para obtener este mapa suavizado se realizaron diferentes cálculos dividiendo las densidades de los

materiales por un factor en aras de suavizar las diferencias entre las fugas y las absorciones viendo, finalmente, que el factor que optimizaba el cálculo era de un tercio.

Todos los cálculos de tasa de dosis residual se han realizado utilizando la herramienta R2SUNED. La distribución espacial del flujo de neutrones en el PC para estos cálculos R2S se ha obtenido utilizando una malla como la que se define a continuación (ver Fig. 6-8):

- Coordenada X: 5cm desde el principio hasta el final del BP. 20 cm desde el final del BP hasta el muro trasero del PC. Finalmente 9 cm para el muro trasero.
- Coordenada Y: 20 cm.
- Coordenada Z: 20 cm.

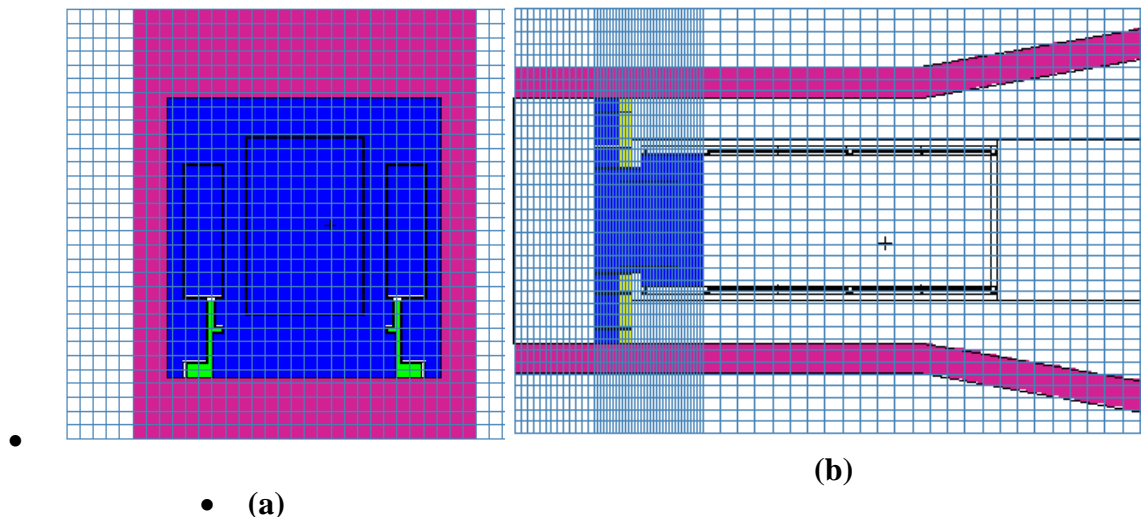


Fig. 6-8 Malla utilizada en los cálculos de R2S.

La estructura de grupos de energía utilizada para el flujo ha sido la Vitamin-J de 175 grupos coincidiendo con la librería utilizada para la activación. El escenario de irradiación utilizado ha sido el SA2 siguiendo las recomendaciones de ITER [6]. La estructura utilizada de los grupos de energía para los fotones de activación tiene los siguientes límites (0, 0.01, 0.02, 0.05, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.6, 0.8, 1.0, 1.2, 1.4, 1.7, 2.0, 2.5, 3.0, 4.0, 5.0, 6.5, 8, 10, 12, 14, 20) en MeV.

Los datos nucleares utilizados para el transporte de neutrones y gammas ha sido FENDL2.1 [7] y MCNPLIB04p [3] respectivamente. En el caso de activación se utilizó la librería EAF2007 [8]. Se siguió la recomendación de ITER [9] en el caso de los factores de conversión flujo de neutrones a dosis.

6.2.3 Fuente superficial de neutrones intermedia.

La fuente superficial de neutrones utilizada para los cálculos de dosis residual en el PC se obtuvo utilizando el modelo B-lite modificado descrito en la sección 6.2.1. La primera opción que se planteó a la hora de obtener esta fuente intermedia fue utilizar la tarjeta SSW de MCNP la cual guarda en un fichero binario toda la información de las partículas que cruzan una o varias superficies²⁹. A la hora de usar la fuente obtenida de esta manera se observó un problema a la hora de reproducir las fugas a través de los huecos y penetraciones existentes en el BP. El problema se debía a que el número de partículas guardadas no era suficiente para obtener una estadística adecuada para aquellas partículas que pasaban sin interactuar a través de los huecos y penetraciones. Teniendo en cuenta que el tiempo necesario para incrementar la información lo necesario para reproducir correctamente las fugas era inabordable se optó por una segunda opción.

Esta segunda opción consistió en utilizar la información guardada en el fichero binario para producir la función de distribución necesaria para crear una fuente de MCNP utilizando la tarjeta SDEF. El único inconveniente de este proceso es que la tarjeta SDEF presenta limitaciones a la hora de definir fuentes ya que no permite más allá de dos dependencias entre variables. Idealmente la fuente a simular sería una función de distribución de la forma:

$$f = f(\vec{r}, \theta, E) = f(x, y, \theta, E)$$

donde \vec{r} es la posición en el plano (coordenadas x e y), θ es el ángulo con la normal de la superficie y E es la energía. El problema surge en que para definir una fuente de esta manera sería necesario tres dependencias entre variables: una para la posición dentro del plano, otra para la dirección y por último otra para la energía. Como aproximación se ha utilizado una función de distribución de la siguiente forma:

$$f = f(x, y, \theta, E) = I(x, y)D(\theta, E)$$

Es decir las intensidades en el plano siguen una función de distribución, $I(x, y)$, mientras que la dirección y la energía otra, $D(\theta, E)$, que es constante para todo el plano. Esta aproximación se ha podido realizar debido a que, en nuestro caso, la fuente es suficientemente homogénea en la región del PI.

²⁹ Esta información que se guarda para partícula básicamente consiste en las coordenadas donde cruza la superficie, dirección, energía, peso y número de historia de la cual proviene.

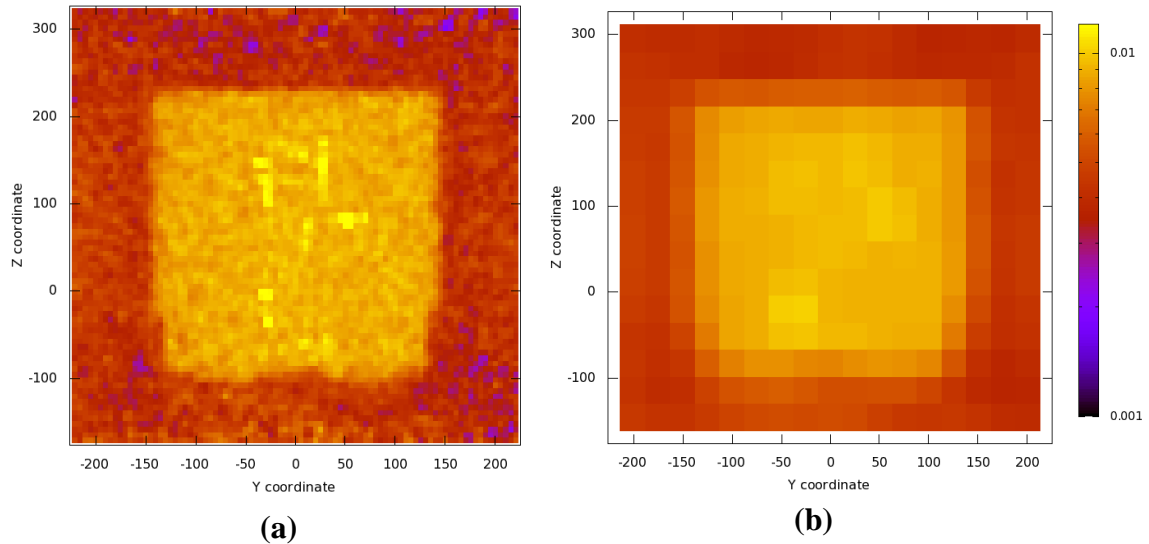


Fig. 6-9 Distribución espacial de intensidades en unidades arbitrarias de la fuente intermedia de neutrones. a) Distribución realista y b) distribución utilizada en los cálculos.

La Fig. 6-9 muestra la distribución espacial de intensidades en la fuente real y en la utilizada para los cálculos. Como puede observarse hay dos zonas diferenciadas: la zona más amarilla corresponde a la ventana del criostato mientras que la más oscura corresponde con la abertura del bioshield pero no del criostato (ver Fig. 6-3).

La Fig. 6-10 muestra la distribución del coseno del ángulo que forma la dirección, de la partícula que cruza el plano, con la normal de este. Para cada escalón de esta gráfica hay asociado un espectro de energía. La energía media de esta fuente es de 0.44 MeV con una intensidad de $8.86 \cdot 10^{12}$ n/s en una superficie de 5 m x 6.27 m. La Fig. 6-11 muestra el espectro de energía integrado en la variable dirección.

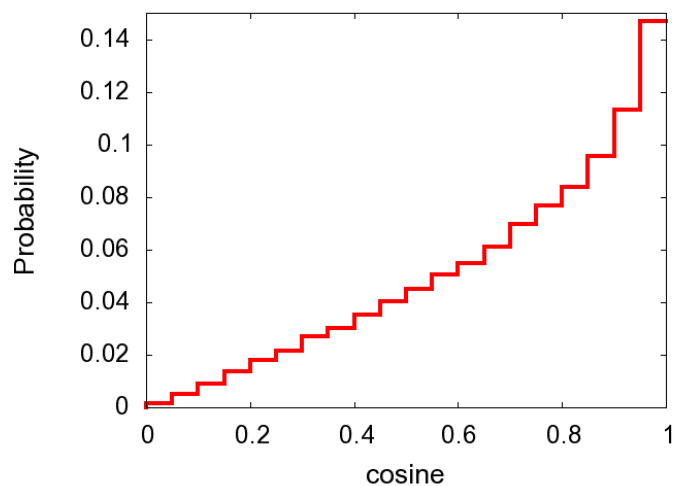


Fig. 6-10 Distribución del coseno entre la dirección de la particular y la normal con el plano.

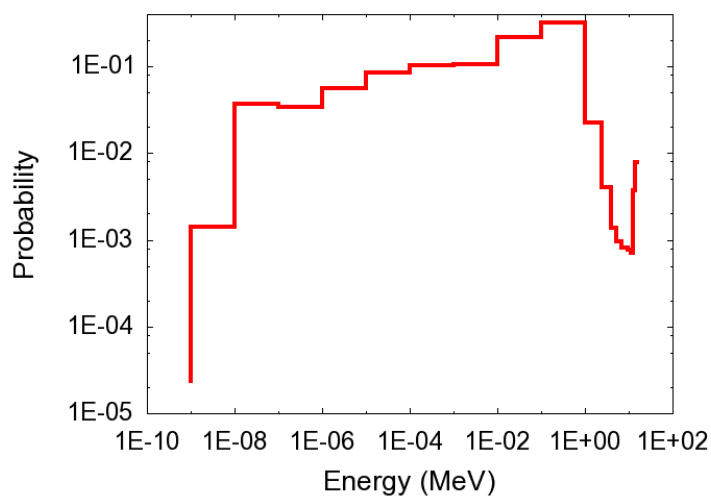


Fig. 6-11 Distribución del espectro de energía integrado en la variable dirección.

Finalmente, cabe destacar en el caso que nos ocupa esta aproximación se puede realizar debido a la homogeneidad de la fuente al final de región del PI. La fuente obtenida con la tarjeta SSW y la utilizada fueron comparadas en vacío con una medida en malla con dimensiones similares a la utilizada para el cálculo de R2S obteniendo un acuerdo en el flujo integrado en energía con diferencias menores en todo momento del 10%. Sin embargo, este tipo de fuente podría ser inaceptable en otros puertos con alta dependencia direccional del flujo como puede ser el puerto ecuatorial 1.

6.2.4 Composición de los hormigones

En la Tabla 6-1 se muestra la densidad atómica para cada elemento de los cuatro hormigones utilizados [10][11]. La concentración de H es similar en todos los hormigones utilizados excepto en CONTEK que es 4 veces superior. Adicionalmente, este hormigón tiene un alto contenido en B con un 12% en peso. Ambos aspectos hacen de este hormigón un prometedor blindaje para neutrones teniendo en cuenta que combinan la acción de un moderador (H) y un absorbente (B). Finalmente cabe destacar que el hormigón L2N tiene un alto contenido en hierro en aras de modelar un posible armado metálico utilizado por razones estructurales.

Capítulo 6 Análisis nuclear en la instalación ITER

Número atómico (Z)	B-lite	L2N	Barite	CONTEK
H	$7.63 \cdot 10^{-3}$	$7.44 \cdot 10^{-3}$	$7.18 \cdot 10^{-3}$	$2.89 \cdot 10^{-2}$
B	-	-	-	$1.49 \cdot 10^{-2}$
C	-	$1.13 \cdot 10^{-4}$	-	$3.16 \cdot 10^{-4}$
O	$4.31 \cdot 10^{-2}$	$3.93 \cdot 10^{-2}$	$3.93 \cdot 10^{-2}$	$4.77 \cdot 10^{-2}$
Na	$1.03 \cdot 10^{-3}$	$6.02 \cdot 10^{-5}$	-	$2.20 \cdot 10^{-4}$
Mg	$1.46 \cdot 10^{-4}$	$4.96 \cdot 10^{-4}$	$9.92 \cdot 10^{-5}$	-
Al	$2.41 \cdot 10^{-3}$	$8.73 \cdot 10^{-4}$	$3.13 \cdot 10^{-4}$	$1.88 \cdot 10^{-4}$
Si	$1.55 \cdot 10^{-2}$	$2.57 \cdot 10^{-3}$	$7.51 \cdot 10^{-4}$	$1.35 \cdot 10^{-3}$
S	$5.53 \cdot 10^{-5}$	-	$6.79 \cdot 10^{-3}$	$7.90 \cdot 10^{-5}$
K	$6.81 \cdot 10^{-4}$	$2.67 \cdot 10^{-4}$	-	-
Ca	$2.86 \cdot 10^{-3}$	$9.96 \cdot 10^{-3}$	$2.53 \cdot 10^{-3}$	$6.41 \cdot 10^{-3}$
Sc	-	$7.31 \cdot 10^{-8}$	-	-
Ti	-	$2.57 \cdot 10^{-5}$	-	-
V	-	$9.38 \cdot 10^{-7}$	-	-
Cr	-	$1.01 \cdot 10^{-6}$	-	-
Mn	-	$1.24 \cdot 10^{-5}$	-	-
Fe	$3.07 \cdot 10^{-4}$	$3.47 \cdot 10^{-3}$	$1.72 \cdot 10^{-3}$	-
Co	-	$6.60 \cdot 10^{-6}$	-	-
Zn	-	$2.28 \cdot 10^{-6}$	-	-
As	-	$4.95 \cdot 10^{-8}$	-	-
Rb	-	$3.45 \cdot 10^{-7}$	-	-
Sr	-	$7.05 \cdot 10^{-6}$	-	-
Sb	-	$1.56 \cdot 10^{-8}$	-	-
Cs	-	$5.10 \cdot 10^{-8}$	-	-
Ba	-	$8.86 \cdot 10^{-7}$	$6.81 \cdot 10^{-3}$	-
La	-	$7.96 \cdot 10^{-8}$	-	-
Ce	-	$1.46 \cdot 10^{-7}$	-	-
Nd	-	$6.34 \cdot 10^{-8}$	-	-
Sm	-	$1.21 \cdot 10^{-8}$	-	-
Eu	-	$4.46 \cdot 10^{-8}$	-	-
Tb	-	$4.26 \cdot 10^{-8}$	-	-
Dy	-	$8.86 \cdot 10^{-9}$	-	-
Ho	-	$5.81 \cdot 10^{-8}$	-	-
Lu	-	$7.37 \cdot 10^{-9}$	-	-
Hf	-	$7.44 \cdot 10^{-8}$	-	-
Ta	-	$3.74 \cdot 10^{-8}$	-	-
Th	-	$1.31 \cdot 10^{-8}$	-	-
U	-	$7.70 \cdot 10^{-9}$	-	-

Tabla 6-1 Densidad atómica ($\text{atm} \cdot \text{b}^{-1} \cdot \text{cm}^{-1}$) de los elementos que componen los hormigones utilizados

6.3 Resultados

En esta sección se describen los resultados obtenidos en los análisis de neutrónica del PC y está estructurada en dos partes principales. La primera parte, que se ha llamado BP sin penetraciones, se ocupa de la evaluación de:

- El comportamiento de los cuatro hormigones seleccionados como materiales candidatos para el BP.
- Añadir plomo en la parte posterior de la parte fija del BP.

La segunda parte se describe la evaluación de:

- El impacto de las penetraciones en el BP debidas a los caminos ópticos de los diagnósticos y las tuberías del intercambiado de calor.
- La activación de algunos componentes dentro del PC.
- El cálculo de flujos neutrónicos después de los caminos ópticos del diagnóstico Vis/IR en el BP.

6.3.1 Bioshield Plug sin penetraciones

El objetivo principal de esta sección es caracterizar en comportamiento del BP teniendo en cuenta las dosis residuales en el interior del PC. En el punto 6.3.1.1 los cuatro hormigones, descritos en el punto 6.2.4, se han analizado como materiales candidatos para el BP.

Además, el flujo neutrónico y la activación inducida por este se han estudiado para la zona más crítica que se encuentra en la parte final del BP permanente. Finalmente, en el punto 6.3.1.1.3 se analiza el efecto de usar una capa de plomo en la parte posterior del BP permanente.

6.3.1.1 Comparación de los materiales candidatos

6.3.1.1.1 Tasas de dosis residual en el PC

La Fig. 6-12 muestra la tasa de dosis residual para los cuatro hormigones candidatos a ser el material del BP. El área roja de esta figura muestra la zona donde se supera el valor máximo permitido para la tasa dosis residual.

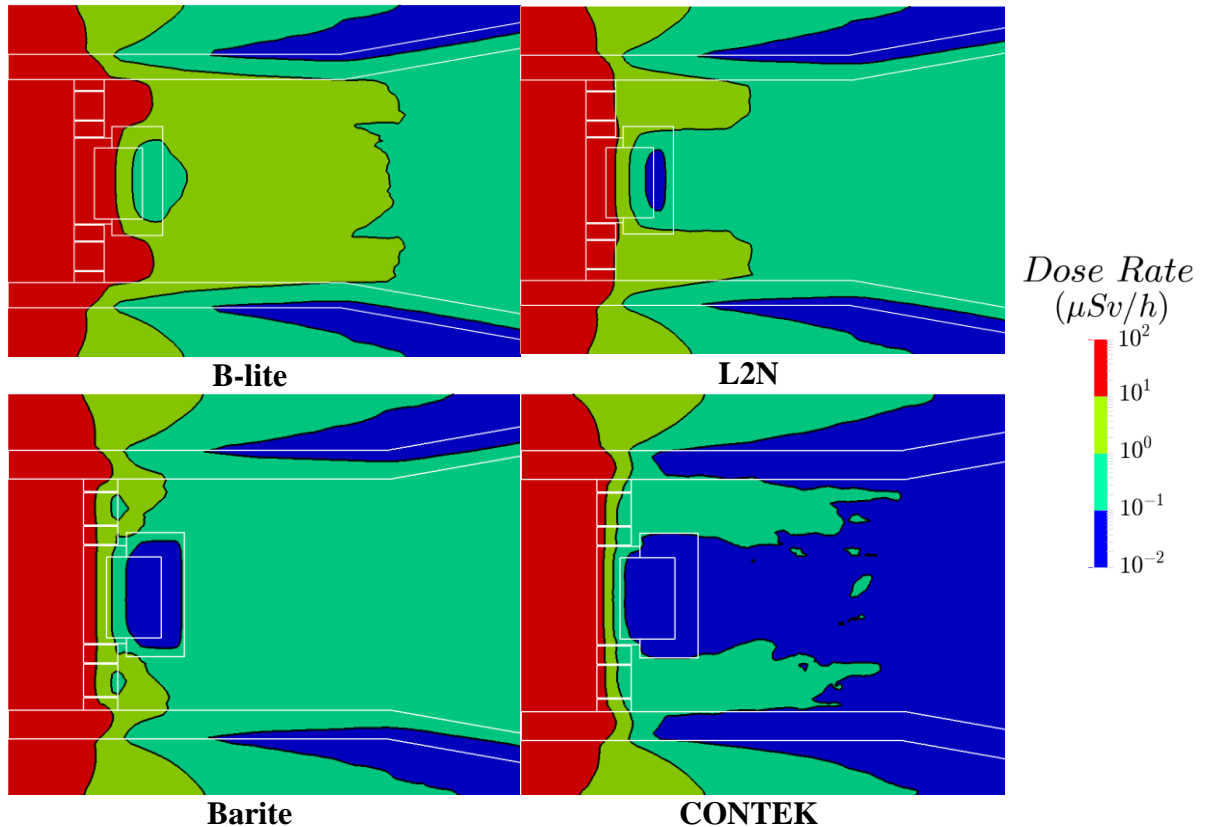


Fig. 6-12 Tasa de dosis residual (Sv/h) en el PC para los diferentes materiales candidatos del BP.

Los resultados muestran que CONTEK es el mejor seguido de Barite mientras que B-lite arroja los peores resultados siendo el único que no cumple con el valor máximo de diseño de 10 μSv/h en el interior del PC. Los hormigones CONTEK y Barite bajan de este valor máximo en la primera mitad del BP permanente mientras que el L2N lo hace al final introduciéndose incluso un poco en el interior del PC. El mal comportamiento del hormigón B-lite se debe a su alto contenido en Na mientras que el excelente comportamiento del CONTEK a su alto contenido en H (~4 veces los demás) y B, que lo convierten un gran blindaje de neutrones. El hormigón Barite también muestra un buen comportamiento principalmente debido a que no contiene Na ni Co, como en el caso del L2N, más que por su capacidad de blindaje.

Capítulo 6 Análisis nuclear en la instalación ITER

Finalmente, se puede apreciar que el componente más crítico, al menos en el caso sin penetraciones, es el BP permanente, que es donde el blindaje biológico es más fino (60 cm). Este último aspecto es relevante ya que, como se verá más adelante, este comportamiento se encontrará de nuevo en el caso con penetraciones.

6.3.1.1.2 Flujo de neutrones y análisis de dosis superficial.

La Tabla 6-2 muestra, para los cuatro hormigones analizados, la tasa de dosis de contacto (CDR, Contact Dose Rate) con sus cuatro radionucleídos más críticos (que en todos los casos suponen más de un 90% de la dosis total), y el flujo neutrónico total (integrado en energía) en un voxel centrado en el punto con coordenadas cartesianas (1667.7,-144.6,75.5) en cm y cuyas dimensiones son 5cm×20cm×20cm. Este voxel está situado en la parte posterior de BP permanente que representa la parte más crítica para la dosis residual en el interior del PC.

La CDR del hormigón CONTEK es dos órdenes de magnitud menor que en el caso con Barite y tres órdenes en comparación con el resto. Esta gran diferencia entre CONTEK y B-lite se explica por la combinación de dos efectos, por un lado, la capacidad de blindaje frente a neutrones que presenta el hormigón CONTEK, con cuatro veces más concentración de H y un 12% en peso de B, como puede apreciarse en Fig. 6-13. Por otro lado, el alto contenido en Na de B-lite, que produce ^{24}Na , cinco veces mayor que en CONTEK. En el caso de flujo de neutrones total las diferencias de CONTEK con los demás hormigones van desde más de un orden de magnitud para el Barite hasta alrededor de los 2 órdenes de magnitud para el B-lite.

B-lite		L2N		Barite		CONTEK	
CDR (Sv/h)	$9.65 \cdot 10^{-6}$	CDR (Sv/h)	$1.98 \cdot 10^{-6}$	CDR (Sv/h)	$1.21 \cdot 10^{-7}$	CDR (Sv/h)	$1.63 \cdot 10^{-9}$
Flujo total $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$1.64 \cdot 10^6$	Flujo total $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$8.53 \cdot 10^5$	Flujo total $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$7.13 \cdot 10^5$	Flujo total $\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$1.94 \cdot 10^4$
ISOTOPO	%	ISOT.	%	ISOT.	%	ISOT.	%
^{24}Na	98.7	^{60}Co	69.3	^{131}Ba	69.0	^{24}Na	85.2
^{42}K	0.8	^{24}Na	12.7	^{59}Fe	15.0	^{47}Ca	9.0
^{40}K	0.3	^{152}Eu	7.9	^{133}Ba	8.9	^{22}Na	2.6
^{59}Fe	0.1	^{59}Fe	3.3	^{24}Na	3.0	^{42}K	1.5

Tabla 6-2 Tasa de dosis de contacto (CDR), flujo de neutrones integrado en energía y radionucleídos que más contribuyen a la CDR de los hormigones utilizados para el BP.

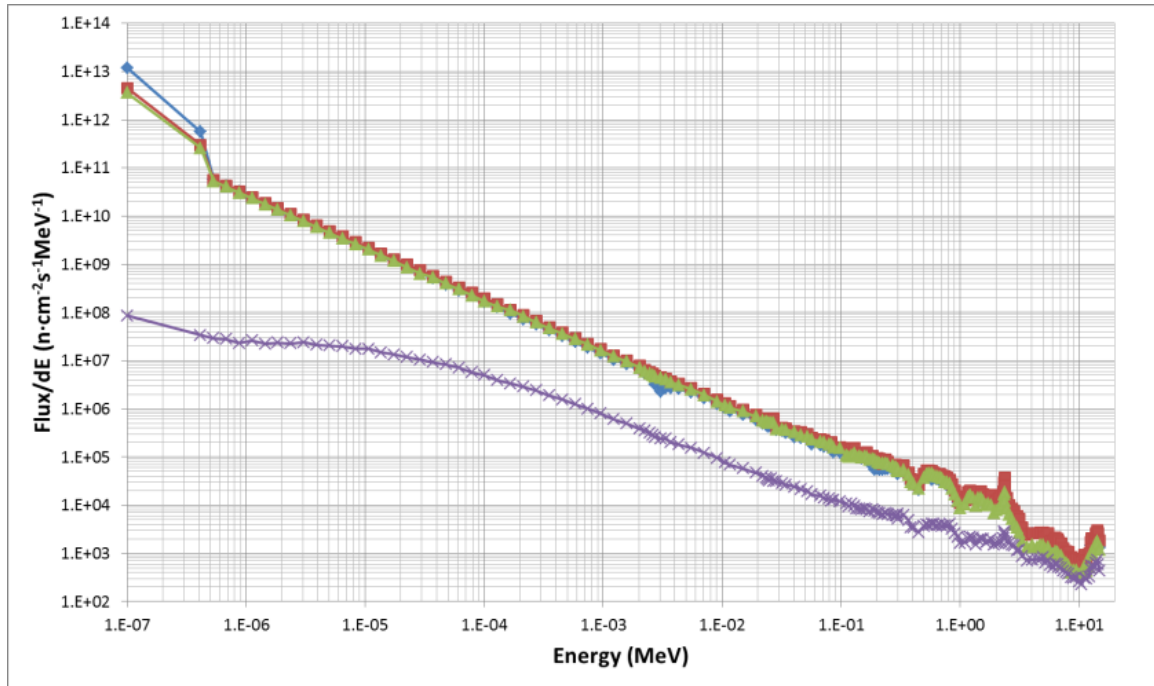


Fig. 6-13 Flujo de neutrones por unidad de energía para los hormigones B-lite (azul), L2N (rojo), Barite (verde) and CONTEK (morado).

En la Fig. 6-13 se muestra el espectro en energía del flujo de neutrones para los cuatro hormigones analizados para el mismo voxel descrito anteriormente. Hay una gran diferencia entre CONTEK y el resto de hormigones, comportamiento que incluso se acentúa cuando la energía va decreciendo. Esto se debe, como ya ha sido comentado, al alto contenido en H y B de este material con respecto a los otros hormigones.

6.3.1.1.3 Efecto de la capa de plomo

En este punto se analiza el efecto de usar una combinación hormigón más una capa de plomo en el BP permanente manteniendo fijo su espesor en 60 cm. El hormigón seleccionado para este análisis ha sido el B-lite ya que corresponde al peor caso, en términos de la tasa de dosis residual en el interior del PC, de los cuatro analizados. En la Fig. 6-14 se muestran los dos casos analizados (2 y 5 cm) junto con el caso de referencia donde no hay capa de plomo. Como se puede ver el comportamiento en términos de dosis mejora en aquellas zonas donde está localizado el blindaje logrando para el caso de 5cm de espesor que la tasa de dosis alcance el límite de diseño para casi todo en interior del PC exceptuando la zona donde se unen el BP permanente y el intercambiable que no está bien blindada. Este hecho nos lleva a concluir que esta opción de diseño merece ser tenida

en cuenta siempre y cuando la zona entre la parte permanente y la intercambiable del BP este bien blindada.

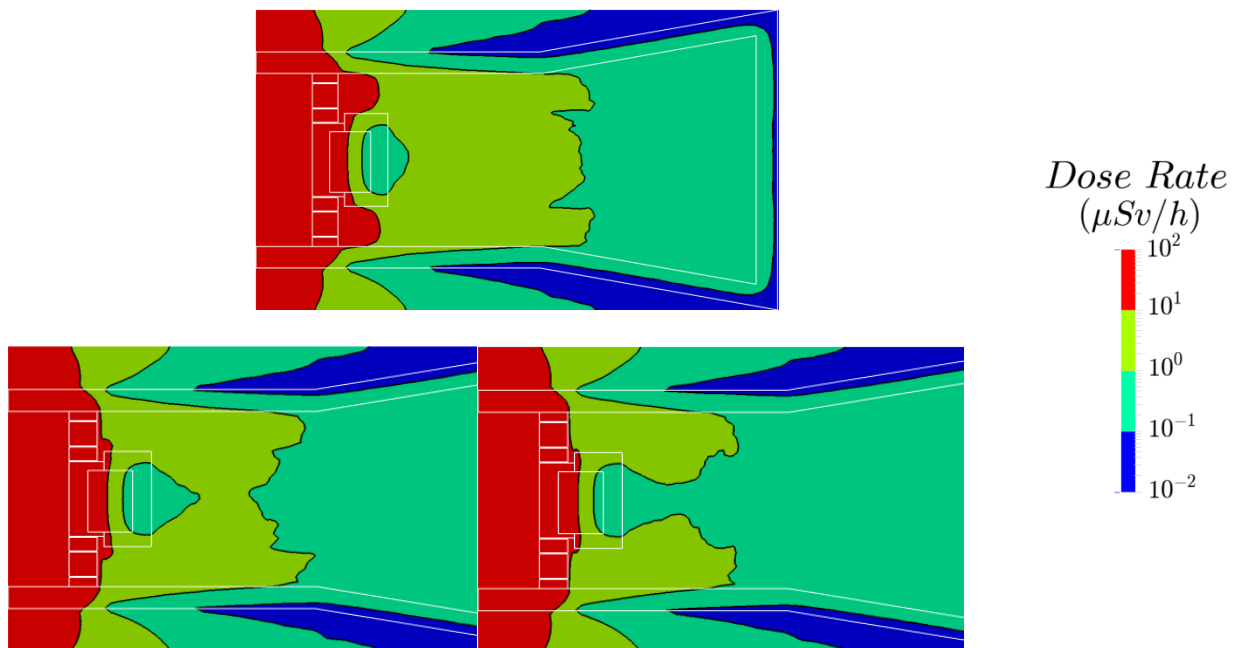


Fig. 6-14 (Arriba) hormigón B-lite; (Abajo) hormigón B-lite y una capa de plomo en el BP permanente de: (izquierda) 2 cm; (derecha) 5 cm.

6.3.2 Bioshield Plug con penetraciones

Esta sección está centrada en la estimación de las dosis residuales en el caso de un BP con las penetraciones debidas a los caminos ópticos de los diagnósticos CTS, H- α , Vis/IR y a las tuberías del intercambiador de calor. Los resultados obtenidos son solo para un BP hecho con CONTEK y teniendo en cuenta dos opciones de diseño: el uso de codos en las penetraciones más críticas pertenecientes al Vis/IR y al H- α y el uso de un BP intercambiable relleno. El uso de codos es conveniente para el reducir la radiación que sufren los componentes de estos diagnósticos que se encuentran en el PC mientras que son perjudiciales porque reducen la calidad de la señal que estos componentes tienen que utilizar. Por lo tanto el hecho de no tener que utilizarlos puede ser una ventaja para el funcionamiento del diagnóstico. El uso de un BP relleno solo tiene ventajas desde el punto de vista del blindaje y no influye en el funcionamiento del diagnóstico pero presenta el inconveniente del aumento de peso de la parte intercambiable del BP.

6.3.2.1 Flujo de neutrones

6.3.2.1.1 Fuga de neutrones en las penetraciones del BP

En este punto se ha realizado un análisis cualitativo de la distribución espacial del flujo de neutrones en todo el PC para los casos con y sin codos (BP relleno). La Fig. 6-15 muestra la distribución espacial del flujo de neutrones integrado en energía en el caso sin codos y el BP relleno (hormigón CONTEK). El *streaming* de neutrones representado por las zonas de color rojo muestra que la fuente utilizada reproduce correctamente las penetraciones del BP.

La Fig. 6-16 muestra la distribución espacial del flujo de neutrones integrado en energía para el caso con codos en los diagnósticos Vis/IR y H- α y con el BP relleno (hormigón CONTEK).

Se puede ver que las zonas con flujo intenso al final del BP en el caso sin codos (Fig. 6-15.a) han desaparecido en el caso con codos (Fig. 6-16.a). La Fig. 6-16 en los apartados b y c muestra como el codo en el diagnóstico H- α rompe el camino de *streaming* de los neutrones.

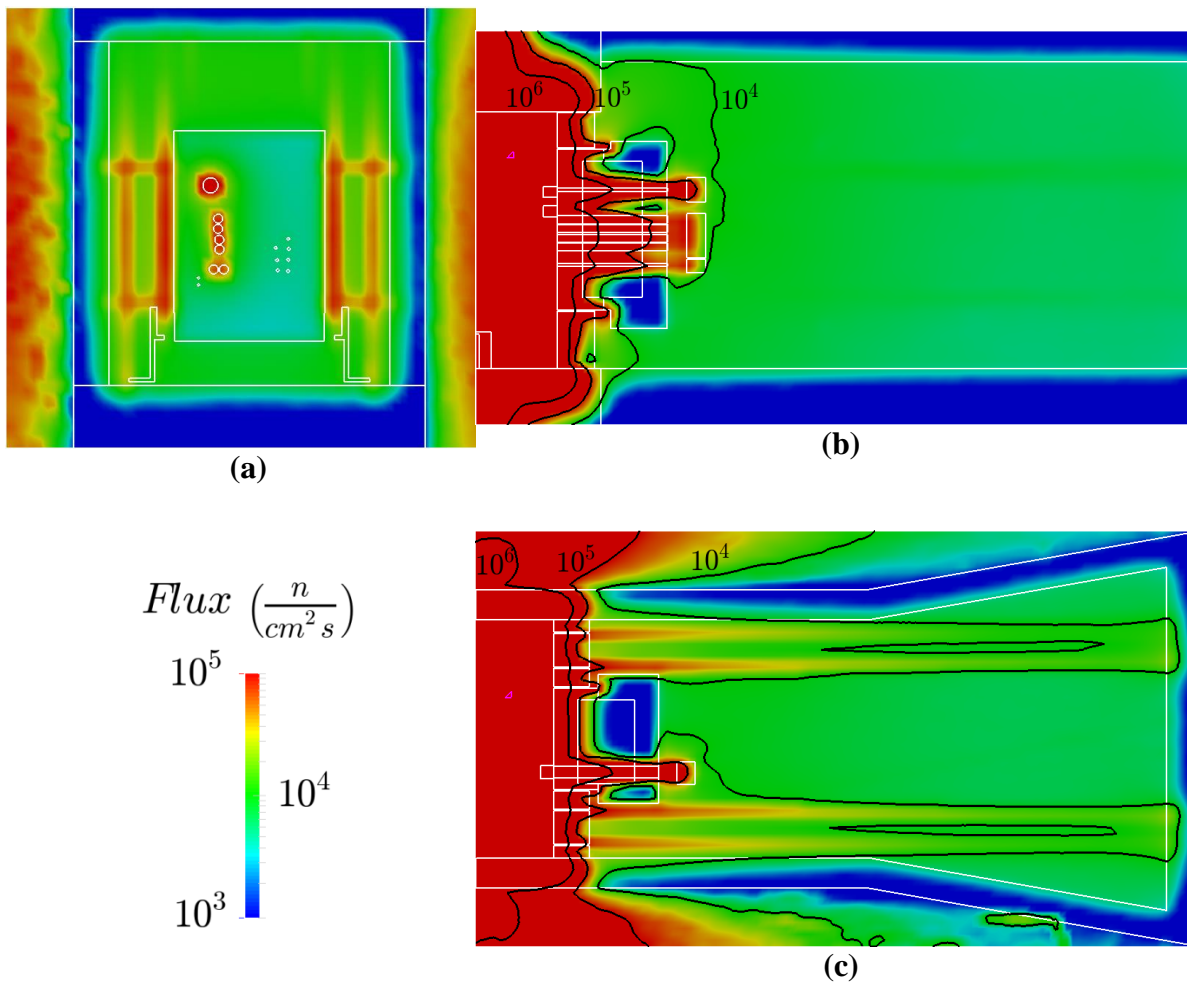


Fig. 6-15 Distribución espacial del flujo de neutrones para el caso sin codos. a) plano X = 1785 cm; b) plano Y = -45 cm; c) plano Z= 141 cm

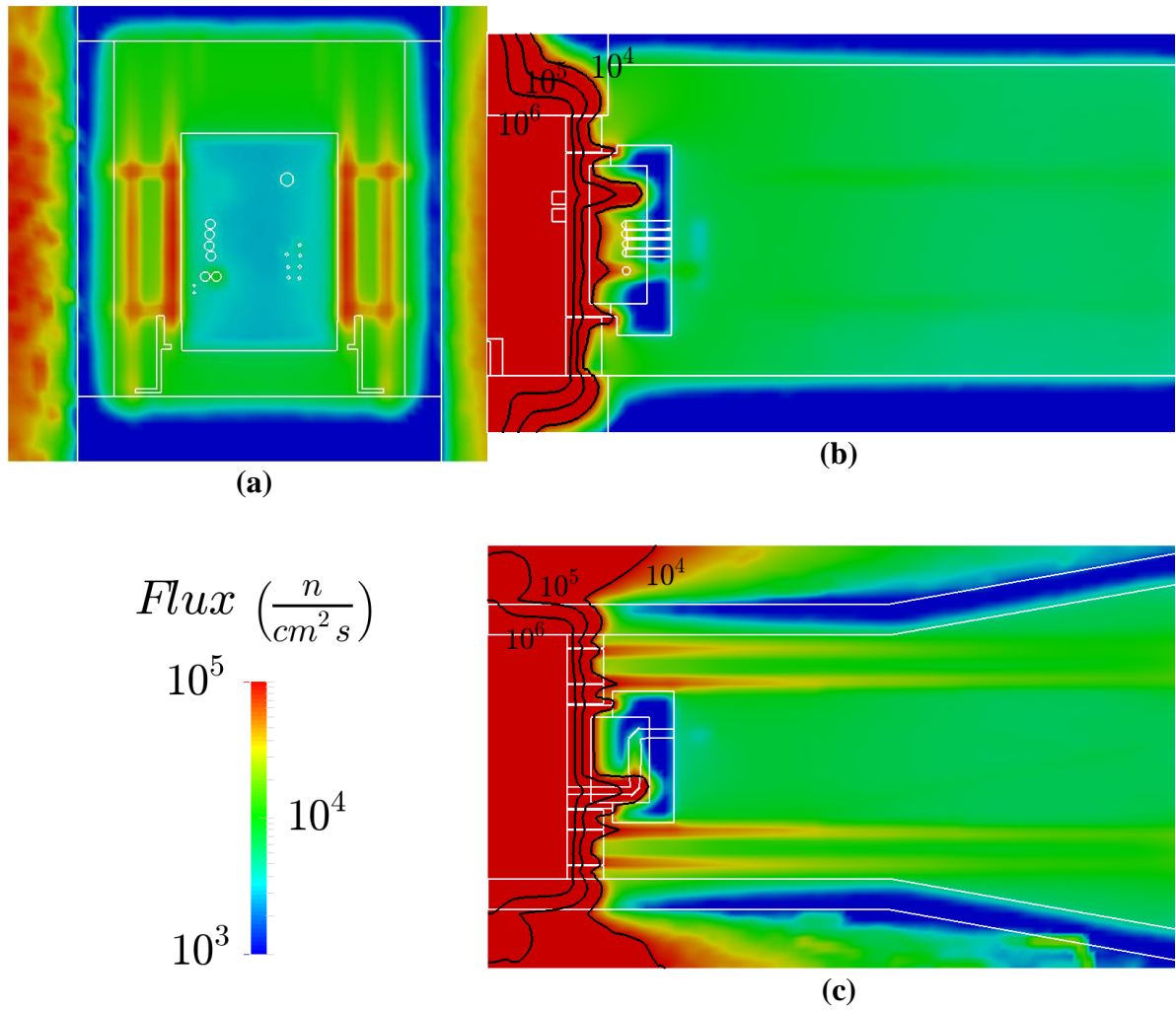


Fig. 6-16 Distribución espacial del flujo de neutrones en el caso con codos y el BP relleno. a) plano X = 1785 cm; b) plano Y = -67.5 cm; c) plano Z = 145 cm

Capítulo 6 Análisis nuclear en la instalación ITER

6.3.2.1.2 Flujo de neutrones en la salida del Vis/IR

La Fig. 6-17 y la Fig. 6-18 muestran el espectro de neutrones por unidad de energía para el caso en que el BP está hecho de CONTEK con las siguientes configuraciones:

- BP relleno sin codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos.
- BP relleno con codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos Vis/IR y H- α .
- BP vacío sin codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos.
- BP vacío con codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos Vis/IR y H- α .

La Tabla 6-3 recoge los valores para el flujo neutrónico integrado en energía para los cuatro casos descritos. Estos valores muestran una gran diferencia (más de 15 veces) entre los valores con y sin codos cuando el BP está relleno. Esta diferencia decrece a solo 3 veces cuando el BP está vacío mostrando, como era de esperar, que los codos son más relevantes cuando se usan combinados con un BP relleno. Este comportamiento también se observa en espectro de energía del flujo mostrado en la Fig. 6-17 y la Fig. 6-18.

Flujo neutrónico total ($n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		
	sin codos	con codos
BP relleno	$8.69 \cdot 10^4$	$5.51 \cdot 10^3$
BP vacío	$1.89 \cdot 10^5$	$6.36 \cdot 10^4$

Tabla 6-3 Flujo neutrónico total para los cuatro casos descritos arriba

6.3.2.2 Dosis residuales

En los próximos dos puntos se muestran los resultados de las tasas de dosis residual para el caso de hormigón CONTEK y las configuraciones descritas a continuación:

- BP relleno sin codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos.
- BP relleno con codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos Vis/IR y H- α .
- BP vacío sin codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos.
- BP vacío con codos en las penetraciones debidas a los diagnósticos Vis/IR y H- α .

En todos estos cálculos en vez de activar los componentes reales que se sitúan en el interior del PC, cuyo diseño no está terminado, se han activado unos cubículos colocados

en las salidas de las penetraciones de los diagnósticos y que están hechos de SS304L (0.2% Co y 0.05% Ta) en aras de ser conservadores.

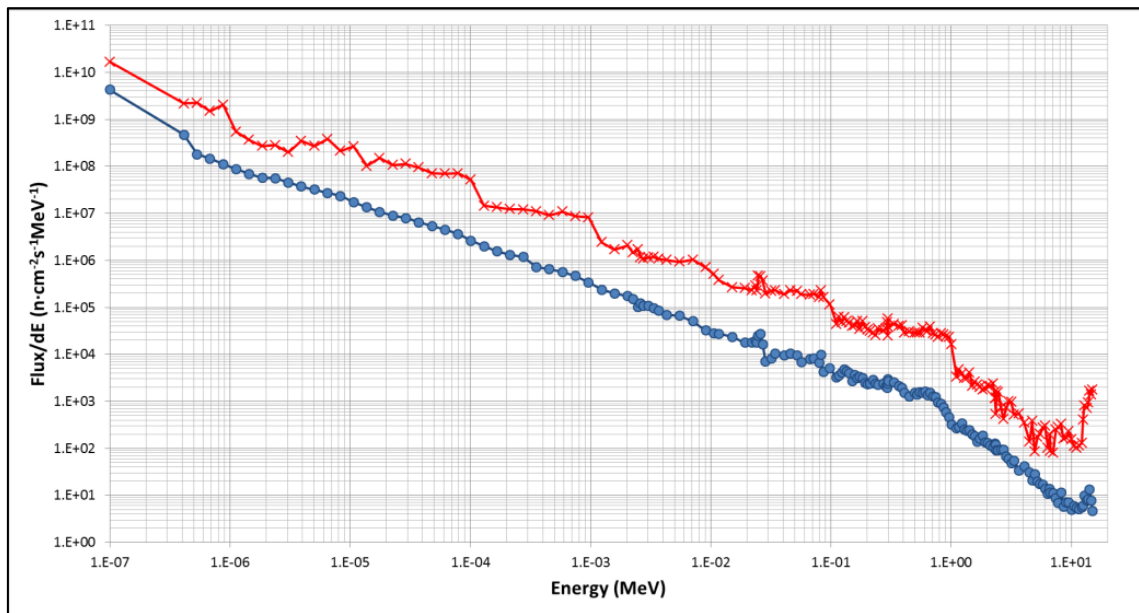


Fig. 6-17 Flujo de neutrones por unidad de energía para la salida del Vis/IR al final de un BP relleno hecho de CONTEK sin (línea roja) y con codos (línea azul).

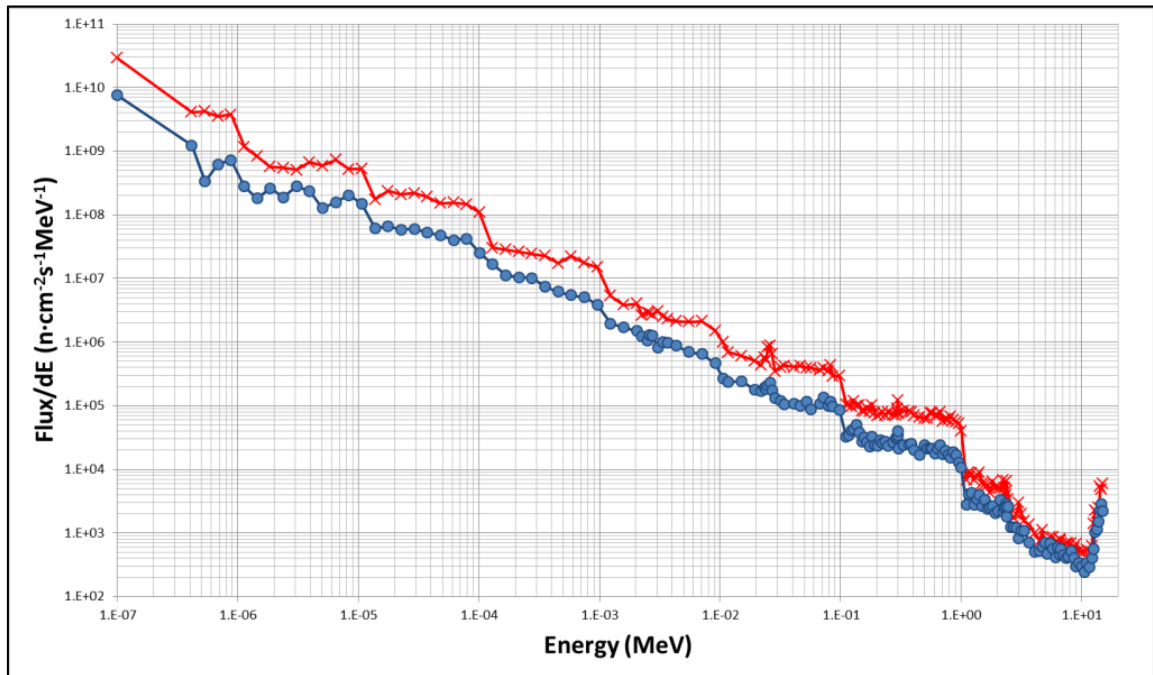


Fig. 6-18 Flujo de neutrones por unidad de energía para la salida del Vis/IR al final de un BP sin rellenar hecho de CONTEK sin (línea roja) y con codos (línea azul).

6.3.2.2.1 Sin codos en los caminos ópticos de los diagnósticos en el BP

En la Fig. 6-19 se muestra la tasa de dosis residual para el caso sin codos en las penetraciones considerando el BP tanto relleno como vacío. Se puede ver que en ambos casos el valor máximo permitido para la tasa de dosis se alcanza en la primera mitad del BP mostrando que, al menos para el caso con CONTEK, el efecto de llenar o no el BP no es muy significativo. En el caso de otros hormigones que encuentren este valor en una zona más interior del BP la relevancia de esta opción de diseño puede ser mayor. El componente más crítico al igual que en el caso sin penetraciones es el BP permanente. La Fig. 6-20 muestra la tasa de dosis en las mismas condiciones que acabamos de tratar pero sólo debida a los cubículos. Se puede observar que su contribución no supera el 1 $\mu\text{Sv/h}$.

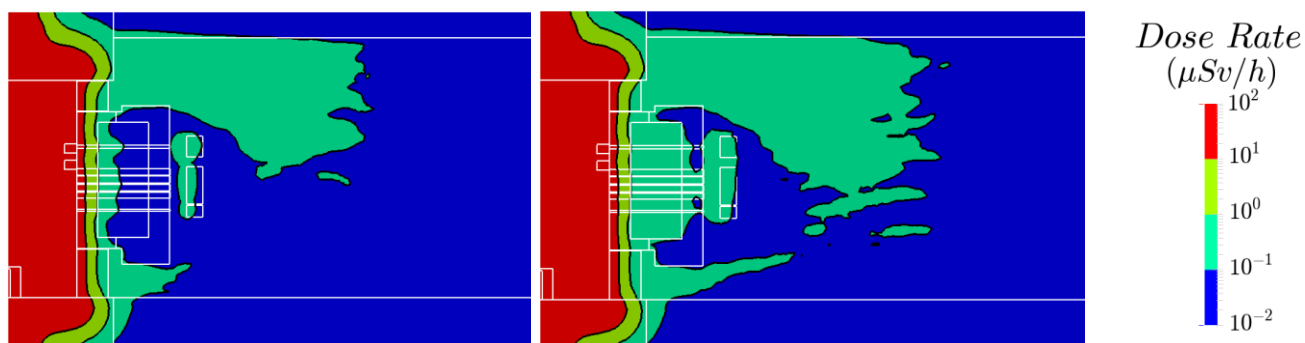


Fig. 6-19 Tasa de dosis residual para el caso sin codos sobre el plano $Y = -45\text{cm}$ que esta sobre las salidas de los diagnósticos Vis/IR y H- α . Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío

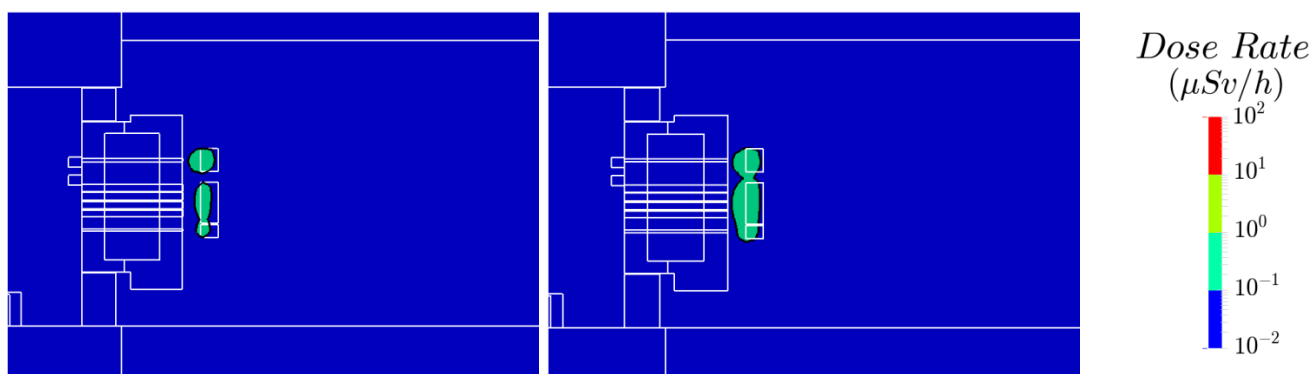


Fig. 6-20 Tasa de dosis residual en el caso sin codos debida solo a los cubículos sobre el plano $Y = -45$. Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío

6.3.2.2.2 Con codos en los caminos ópticos de los diagnósticos en el BP

La Fig. 6-21 muestra la tasa de dosis para el caso con codos en las penetraciones del BP para las configuraciones de diseño con el BP tanto relleno como vacío. El comportamiento para la tasa de dosis es, en general, similar al caso sin codos siendo, de

nuevo, el BP permanente el componente más crítico. En la Fig. 6-22 se muestra la tasa de dosis residual debida sólo a los cubículos que, como era de esperar, es menor que en el caso sin codos.

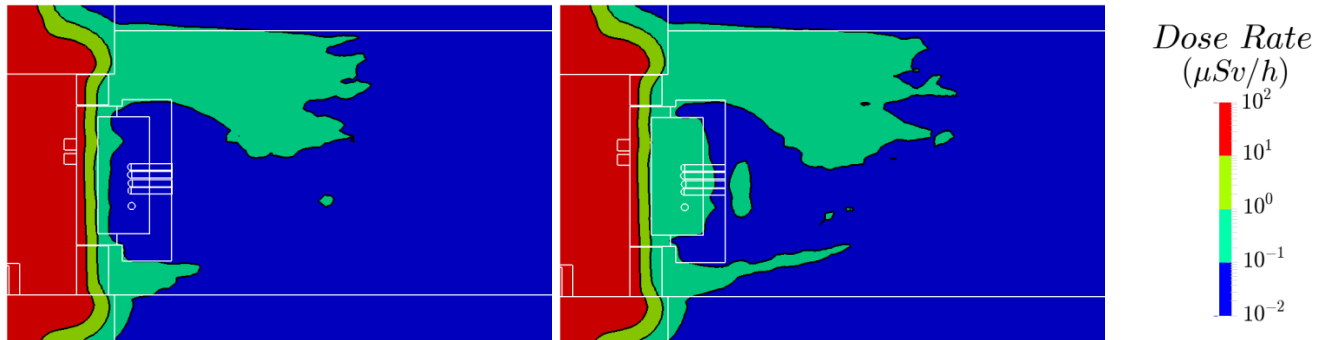


Fig. 6-21 Tasa de dosis residual para el caso con codos sobre el plano $Y = -67.5$ cm que esta sobre las salidas del diagnóstico Vis/IR. Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío.

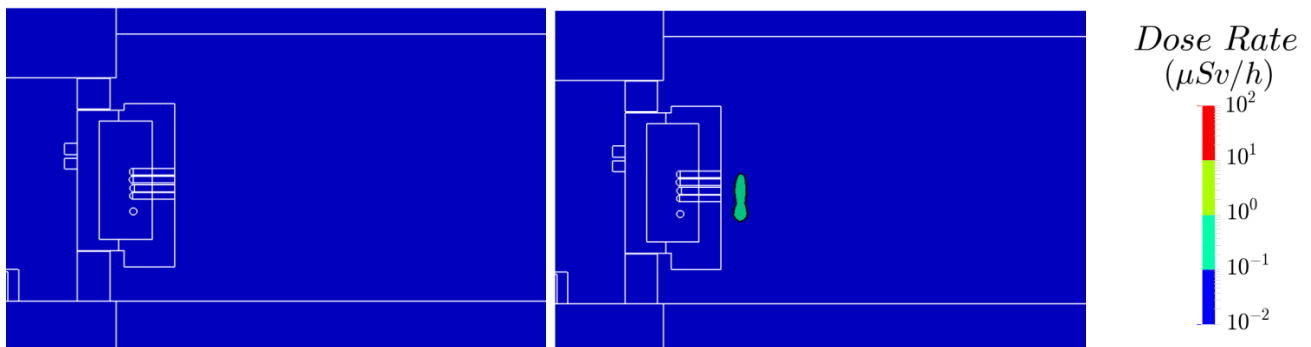


Fig. 6-22 Tasa de dosis residual en el caso con codos debida solo a los cubículos sobre el plano $Y = -67.5$ cm. Izquierda: BP relleno. Derecha: BP vacío.

6.4 Conclusiones

En este capítulo se ha caracterizado, por primera vez, el entorno de radiación en el interior del PC de un puerto de diagnósticos 1 día después de la parada del reactor. A este tiempo de enfriamiento se espera la presencia de trabajadores en el interior del PC lo que implica que la tasa de dosis residual ha de ser menor de $10 \mu\text{Sv/h}$. En concreto, la caracterización se ha realizado en el puerto EQ#12 para el cual se han tenido en cuenta los siguientes diagnósticos: el Visible/IR, el $\text{H-}\alpha$, el CTS y la cámara X-Ray. Los análisis realizados se han centrado en diferentes configuraciones de diseño del BP que es el componente que más influencia tiene sobre la dosis residual en el PC ya que representa la última barrera frente a la radiación antes de alcanzar el interior de la habitación.

Capítulo 6 Análisis nuclear en la instalación ITER

Para llevar a cabo este tipo de análisis ha sido necesario proponer una metodología que lo permita ya que realizar un cálculo para cada configuración de diseño, empezando con el transporte de radiación desde el plasma, es inabarcable con los recursos computacionales actuales. La metodología propuesta ha consistido en dividir el cálculo en dos partes: la correspondiente al reactor hasta el bioshield y la correspondiente al PC. Esto ha sido posible debido a que la configuración del reactor no varía en ninguno de los casos analizados y, por lo tanto, se puede considerar igual en todos ellos. Ambas partes del transporte se unen por medio de una fuente superficial de neutrones obtenida en frente del BP del puerto ecuatorial. Esta fuente es utilizada posteriormente para analizar cada configuración de diseño del BP, primero calculando el transporte de neutrones para luego, por medio de la herramienta R2SUNED, evaluar la tasa de dosis en el interior de la habitación del PC.

Los resultados obtenidos se centran principalmente en las tasas de dosis residual que se ha utilizado como función respuesta para evaluar las diferentes configuraciones de diseño del BP. Cuatro hormigones se han analizado como materiales candidatos del BP teniendo en cuenta sus capacidades como blindaje, su activación y las tasas de dosis producidas en el interior del PC. Además, se ha analizado el impacto de dos opciones de diseño, el uso de codos en los caminos ópticos y el rellenado/vaciado del BP intercambiable, sobre las cajas de acero que representan los sensores y la electrónica de los diagnósticos.

En lo que respecta a las tasas de dosis residuales los resultados obtenidos muestran que el componente más crítico es el BP permanente. La contribución de las cajas de acero situadas en el interior de PC es siempre menor de $1 \mu\text{Sv/h}$ tanto en el caso con codos en el camino óptico como en el de sin codos. CONTEK es el mejor candidato a blindaje seguido de Barite que es también un buen candidato cumpliendo ambos el límite de diseño en la primera mitad del BP permanente. Finalmente, el uso de una capa de plomo al final de BP permanente puede ser una buena opción desde el punto de vista neutrónico siempre y cuando se tenga cuidado de blindar adecuadamente la zona entre el BP intercambiable y el permanente.

El efecto de los codos en los caminos ópticos de los diagnósticos cuando estos atraviesan el BP no son muy relevantes en términos de la tasa de dosis para el caso de usar CONTEK en el BP pero sí que logran atenuar fuertemente el flujo de neutrones

sobre las cámaras del Vis/IR (unas 15 veces). Finalmente comentar que el uso de SS304 con altas concentraciones de Co y Ta no ha tenido impacto en las dosis residuales en el interior del PC lo que sugiere que podrían usarse aceros comerciales sin grandes restricciones en impurezas lo cual tiene un importante impacto económico en el diseño.

Por último, cabe destacar que esta tarea muestra en toda su extensión la metodología implementada para el análisis nuclear en reactores FCM ya que abarca cálculos durante la operación y parada de ITER en una zona tan lejana del plasma como el PC, donde el flujo de neutrones se ha reducido en 9 órdenes de magnitud desde la FW con todo lo que eso supone para el método MC. En este sentido, esta tarea supone la confirmación de que con la metodología descrita se pueden llevar a cabo los análisis nucleares más exigentes como son los que se requieren actualmente en la instalación ITER.

6.5 Referencias

- [1] Imagen aprobada para uso externo en ITER. [General Cross Section Variante 2 of Ports and Port Cells \(75Y86D\)](#).
- [2] Y. Wu, “CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation FDS Team”, Fusion Engineering and Design. vol. 84 (2009) pp. 1987 – 1992.
- [3] X-5 Monte Carlo Team, “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5”, LA-CP-03-0245, Los Alamos National Laboratory, 2005.
- [4] J. Sanz et al, “ACAB Inventory code for nuclear applications: User’s manual” V. 2008. NEA-1839 (2008).
- [5] J. P. Catalán, P. Sauvan and J. Sanz, “Shutdown dose rate assessment for a DCLL blanket-based reactor: Application of the R2S-UNED approach” Fusion Engineering and Design, (2013) Doi: <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.04.011>
- [6] M J Loughlin and N P Taylor, [ITER_D_2V3V8G - Recommendation on Plasma scenarios](#)
- [7] López Aldama, A. Trkov “FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications” INDC(NDS)-467 Distr. FE. IAEA
- [8] R.A. Forrest, J. Kopecky, J.Ch. Sublet, The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section libraries, UKAEA FUS 535 (2007). R.A. Forrest,

Capítulo 6 Análisis nuclear en la instalación ITER

EAF-2007 decay data library, UKAEA FUS 537 (2007). R.A. Forrest, EAF-2007 biological, clearance and transport libraries, UKAEA FUS 538 (2007).

- [9] ITER_D_29PJCT - Recommendations on Computation of Dose from Flux Estimates.
- [10] J. Li 'Activation concrete in ITER' 15-11-2013.
- [11] J.M. Caruncho-Rodado 'Development of New Materials for Neutron Radiation Protection' IPAC-2011

Capítulo 7

Resumen y conclusiones

La tesis se cierra con este capítulo dedicado a resumir los aspectos más relevantes del trabajo realizado así como los hitos más importantes alcanzados durante su realización. Al igual que la tesis el capítulo se ha estructurado en dos grandes bloques, metodología y aplicaciones, añadiendo como punto final una sección dedicada al trabajo futuro.

7.1 Metodología

La metodología propuesta en esta tesis tiene el objetivo de describir el comportamiento nuclear de reactores FCM durante su operación y su parada. Para cumplir este objetivo se han fijado los pasos necesarios, partiendo de la parte geométrica, que se aborda con herramientas CAD, pasando por los cálculos de transporte de radiación y activación, para finalizar con el análisis y procesado de resultados. Las aplicaciones realizadas validan la aplicabilidad de esta metodología abarcando tanto reactores DEMO en diferentes etapas de diseño como reactores experimentales en periodo de construcción como ITER. En este sentido el trabajo presentado a lo largo de la tesis muestra que el autor ha adquirido las capacidades necesarias para abordar el análisis nuclear durante la operación y la parada de este tipo de reactores.

Los desarrollos que se han tenido que realizar en la metodología propuesta, MC2ACAB y R2SUNED, en los cuales el autor ha participado, siempre han estado relacionados con el acoplamiento transporte-activación. En particular, ambos desarrollos se ocupan del acoplamiento del código de transporte MCNP con el código de activación ACAB.

La herramienta MC2ACAB realiza el acoplamiento transporte-activación usando la aproximación en celda. El principal objetivo para el cual esta herramienta fue

Capítulo 7 Resumen y conclusiones

desarrollada son los cálculos intensivos de activación para la gestión de residuos, aunque también es aplicable para análisis R2S rudimentarios.

En cambio, el otro desarrollo, R2SUNED, es una herramienta mucho más elaborada que está basada en la aproximación en malla. Esta aproximación le confiere la capacidad de obtener fuentes residuales con una distribución espacial fina sin importar como están definidas las celdas. En esta herramienta ha sido necesario modificar el código MCNP para aumentar las capacidades de las mallas superpuestas a la geometría con el fin de que estas provean de toda la información necesaria para la activación. Esta herramienta se ha verificado por medio de dos ejercicios de verificación, uno de ITER y otro de DEMO, en los cuales se ha comparado con otras herramientas similares demostrando que su fiabilidad es tan alta como la del resto de herramientas. Finalmente, la herramienta se ha aplicado en las diferentes instalaciones que se analizan a lo largo de la tesis demostrando su utilidad en todas ellas.

R2SUNED presenta mejoras con respecto a las herramientas ya existentes destacando la aproximación de flujo separado. Esta capacidad permite convertir la malla superpuesta en una malla adaptada en términos del flujo de neutrones y de la posterior emisión de fotones de decaimiento. Esto permite solventar el problema asociado a las fronteras entre celdas donde los gradientes de flujo pueden ser altos, produciendo en muchos casos una sobrevaloración del flujo de neutrones y por extensión de la activación y de la dosis residual. Debido a esta capacidad de adaptación de la malla, a día de hoy, se puede decir que R2SUNED es la herramienta más evolucionada. Finalmente, cabe destacar que en su proceso de desarrollo los esfuerzos realizados no se han limitado a implementar las capacidades de la demás herramientas sino que siempre se ha ido buscando mejorarlas.

7.2 Aplicaciones

Las aplicaciones mostradas en esta tesis representan en buena medida la propia evolución del autor a lo largo del trabajo realizado. Por este motivo se puede ver como los análisis van ganando en complejidad y, como algunos de los conocimientos aprendidos en lo ejemplos más sencillos, han servido de base en los análisis más complejos.

En el proyecto TECNO_FUS se ha propuesto y evaluado un primer modelo preliminar de un reactor basado en una envoltura DCLL durante su operación y su parada. En esta

evaluación se han considerado los principales parámetros nucleares de este tipo de instalaciones: la capacidad de reproducción de tritio, el daño por radiación (dpa y producción de gas), potencia depositada, cargas de radiación en las bobinas y producción de residuos. Los resultados obtenidos en este análisis mostraron que tanto la reproducción de tritio como el blindaje de las bobinas tenían que ser optimizados. Esta optimización del blindaje de las bobinas se debía a dos razones principalmente: cumplir con las especificaciones de diseño para las cargas por radiación en las bobinas TF y reducir la producción de He en el muro interno de la VV para alcanzar el límite de soldadura. Los resultados obtenidos en este sentido muestran que varias de las combinaciones de materiales propuestos para el blindaje situado entre la zona reproductora de tritio y la VV cumplen con ambos requisitos. Por último, también se realizó una estimación preliminar de la dosis en parada sobre trabajadores y máquinas siendo la primera vez que se realizaba sobre una envoltura DCLL. Estos resultados son necesarios a la hora de analizar la planificación del mantenimiento de la planta.

La otra aplicación relacionada con un reactor DEMO ha sido realizada para el modelo HCLL desarrollado en Europa bajo el auspicio de EFDA. El estado de desarrollo de este modelo requiere de análisis más detallados que los realizados para la envoltura DCLL. Igual que para esta envoltura, se ha trabajado en el blindaje de las bobinas y en el cálculo de las dosis en parada. En lo que respecta al blindaje de las bobinas, se estudió el efecto del tamaño del hueco entre segmentos de la envoltura sobre las cargas de radiación recibidas en las bobinas. Los resultados obtenidos muestran que para todos los tamaños analizados el blindaje propuesto para este reactor cumple con los requisitos de diseño. En el caso de la dosis en parada, se han estudiado las tasas de dosis residual en la zona del plasma y en los puertos de la VV para diferentes materiales relevantes para la maquinaria de mantenimiento remoto, ya que en estas zonas es donde van a tener que operar dicha maquinaria. Estos resultados, como en el caso DCLL, representan una información necesaria para la planificación del mantenimiento de la instalación y son un dato de entrada necesario para determinar el tipo de maquinaria a utilizar en el reemplazo de las envolturas y el divertor.

Finalmente, la última aplicación realizada trata sobre las dosis residuales que encontramos en el PC del puerto EQ#12 de ITER, que está dedicado a diagnósticos. Se ha centrado la atención en el análisis de diferentes configuraciones de diseño para el BP genérico de diagnósticos que es la última barrera frente a la radiación antes del PC. Esto

Capítulo 7 Resumen y conclusiones

hace que el diseño de este componente sea crítico para el nivel de dosis dentro del PC. Para evaluar esta dosis ha sido necesario utilizar cálculos muy exigentes computacionalmente, a pesar del uso de técnicas de RV, ya que el flujo de neutrones sufre una reducción de nueve órdenes de magnitud antes de llegar al PC. Esta aplicación, sin lugar a dudas, ha sido la más exigente de las tratadas en esta tesis, ya que ha sido necesario mucho trabajo de caracterización geométrica de los modelos neutrónicos (para modificar el input de MCNP estándar de ITER así como la realización del modelo del PC) y gran esfuerzo computacional. Los resultados obtenidos muestran que el hormigón baritado y el CONTEK son dos materiales candidatos adecuados para el BP. También se ha visto que la activación de los componentes situados en el interior del PC no produce dosis relevantes, aun considerando aceros con altos contenidos en impurezas críticas lo que implica la posibilidad de usar aceros comerciales mucho más económicos.

7.3 Trabajo Futuro

Finalmente dedicamos esta sección al trabajo futuro que se puede hacer o ya se está haciendo a nivel de aplicaciones y de metodología.

En lo que se refiere a aplicaciones, el proyecto TECNO_FUS ya no está vigente y ahora todo el esfuerzo dedicado a desarrollar una envoltura DCLL se concentra en Eurofusion, que representa la continuación de EFDA, donde se ha abierto una línea específica para este concepto de reactor. Dentro de esta continuación se tiene previsto trabajar a lo largo del año 2015 dentro del grupo de seguridad en todo lo relativo a activación de la envoltura. Por otra parte, en lo que respecta al reactor HCLL, que también continúa su desarrollo dentro de Eurofusion, no se va a realizar ninguna tarea.

Los análisis del PC de ITER, aunque se han terminado en una primera aproximación, tendrán que ser refinados en el futuro según se vaya decidiendo el diseño del BP así como de la configuración del PC. Además, este tipo de análisis tendrá que ser extendido a más puertos de diagnósticos así como al resto de puertos del reactor. Por último, un aspecto clave en el análisis del PC que aquí no se ha tenido en cuenta y que tendría que ser abordada en el futuro es la gestión de residuos del BP, el PC y de los componentes que en él se localizan.

En lo que se refiere a metodología, se están explorando varias líneas de trabajo. Por un lado en el caso de los códigos de transporte, al igual que gran parte de la comunidad de neutrónica de fusión, se está prestando especial atención al uso de mallas desestructuradas en los códigos MC. Este tipo de mallas ya están incorporadas en la nueva versión de MCNP y varios grupos están trabajando en su posible aplicación al método R2S. Además, esta capacidad abre la posibilidad de trabajar con la geometría de MCNP de otra forma distinta a como se ha explicado aquí, lo que ya en sí es muy atractivo habida cuenta del cuello de botella que significan, a día de hoy, las geometrías complejas.

En lo que se refiere al método R2S, el campo más activo de investigación es la propagación de incertidumbres. En concreto el tema de más interés actualmente es como transmitir las incertidumbres obtenidas en el cálculo del flujo de neutrones a la fuente de fotones de decaimiento y de ahí a los cálculos de dosis residual. Este hecho se debe a que en el cálculo del flujo de neutrones rara vez pueden minimizarse los errores del flujo tanto como para no considerarlos una fuente de incertidumbre relevante. Por otra parte, también son de interés otras fuentes de incertidumbre como la proveniente de los datos nucleares o la de algún otro dato de entrada para los cálculos de transporte o activación.

En lo que se refiere al desarrollo R2SUNED, la parte que concierne al procesado de datos provenientes de los cálculos de activación tiene varias líneas abiertas que no han sido desarrolladas todavía. Entre ellas cabe destacar la posibilidad de obtener la resolución espacial de las típicas magnitudes asociadas a la activación como la actividad, el calor de decaimiento o los índices de gestión de residuos. Además de esta capacidad, se está trabajando para obtener mapas de dosis residual donde estén separadas las contribuciones de los isótopos más críticos. En lo que respecta a la verificación y validación de esta herramienta, actualmente se parte junto con el resto de herramientas europeas y cuyos resultados se confrontarán frente a datos experimentales obtenidos en las nuevas campañas previstas en JET.

Finalmente, merece la pena destacar que el grupo de investigación TEC3FIR, al cual pertenece el autor, está involucrado en el desarrollo de un esquema común para una herramienta R2S europea dentro del proyecto Eurofusion. En concreto, el grupo de investigación es responsable de la definición de un formato común para la fuente de fotones de decaimiento y de proponer un esquema para la propagación de incertidumbres partiendo de las incertidumbres obtenidas en los flujos de neutrones.

Chapter 7

Summary and conclusions

This chapter is dedicated to summarize the most relevant issues of the performed work as well as the most important milestones reached during its execution. In the same way that the body of the document, this chapter has been divided in two main blocks, methodology and applications, adding a final section dedicated to future and ongoing work.

7.1. Methodology

The objective of methodology implemented in this thesis is to describe the nuclear behavior of magnetic fusion reactors during their operation and shutdown periods. In order to achieve this objective the different needed steps goes from geometry tasks, performed by CAD tools, going through radiation transport and activation calculations, to end with the analysis and processing of results. This methodology has been applied in two DEMO reactors, with different design phases, and in ITER, where the building process has started. In this sense, the work performed along this thesis shows that the author has acquired the necessary capabilities to carry out this kind of analyses.

Regarding the developments performed in the methodology, in which the author has contributed, all the work performed has been related with coupling transport-activation schemes. The two tools presented here, MC2ACAB and R2SUNED, couple the transport code MCNP with the activation code ACAB.

The coupling scheme of MC2ACAB is based on the cell approach. It was originally developed for intensive activation calculations. In addition, rudimentary R2S calculations can be performed with this tool.

Chapter 7 Summary and conclusions

However, R2SUNED is a more advanced tool based on the mesh approach to obtain fine spatial resolution for the decay photon source. This mesh approach implied modifications on the MCNP source to increment the capabilities of the mesh tallies in order to provide all the needed information for the activation process. This tool has new capabilities in comparison to other similar tools being the separated flux approach the most important one. This capability, joint with the separated emission of decay photons, turns the superimposed to geometry meshes in to an adapted mesh in terms of neutron flux and photon decay emission. This fact avoids the well-known overestimation problem in the material activation when there are high neutron flux gradients. This new capability makes that R2SUNED could be considered nowadays as the most advanced R2S system. In the development process of this tool the improving of the existing capabilities in the other tools has always been a goal to achieve.

7.2. Applications

The applications showed in this thesis represent a good estimator of the author evolution along the work performed in this last years. For this reason it can be seen how the analyses carried out follows a higher degree of complexity. The knowledge acquired in the simpler analyses has been transferred to the more complex ones.

The reactor concept based on the DCLL blanket has been developed under TECNO_FUS that is a Spanish national project. In the first part of this project, the design and evaluation of a preliminary model has been performed. This evaluation has been focused on the main response functions during the operation and the shutdown of the reactor: tritium breeding capability, radiation damage (dpa and gas production), deposited power, radiation loads on the TF coils and radioactive waste production. This analysis shows that the TF coil shielding and the tritium breeding capability had to be optimized. In this thesis only the optimization of the TF coil shielding was addressed in a second design phase taking into account the radiation loads on the coils and the VV behavior (He and radioactive waste production). Several material candidates were proposed and studied. The use of metal hydrides show a very good neutron shielding capability and most of the combinations studied achieve to fulfill the design requirements. Finally, for the first time in a DCLL blanket, the shutdown dose rate has been evaluated inside the cryostat. This evaluation is necessary for the maintenance planning of the facility.

The other DEMO related application has been the HCLL concept developed in Europe under EFDA. Its phase of design is more advanced than in the DCLL case studied. As well as for this blanket, the work performed has been focused in the TF-coil shielding and the shutdown dose rates. The effect of the size of the gap between blanket segments in the radiation loads on the TF-coils has been estimated, showing that the design requirements are fulfilled for all the expected sizes. In the case of shutdown dose rates, the in-vessel region plus the VV ports have been studied for different relevant materials for remote handling machinery. As in the case of the DCLL blanket, the results obtained are a necessary input for the maintenance planning of the facility.

Finally, the work performed in ITER is related with the shutdown dose rate evaluation in the Port Cell (PC) region of the equatorial port number 12, which is dedicated to diagnostics. Special attention has been focused on different design configurations for the BP that is the last radiation barrier before the PC and, therefore, a key component for the dose rate level found inside. To carry out this kind of analyses the calculations needed are very demanding in terms of computational effort due mainly to the strong flux reduction from the plasma to the PC region (9 orders of magnitude). In this situation, the neutron transport had to be divided in two parts, reactor and PC, using a superficial neutron source as interface. The results show that both Barite and CONTEK concretes are adequate to be the material of the BP. Furthermore, it has been showed that the activation of the inner PC components is not relevant for the studied cases.

7.3. Future and ongoing work

To end this chapter some comments about future and ongoing work related with this thesis are presented in this section.

Regarding the applications, TECNO_FUS project is closed and, nowadays, all the effort dedicated to the development of a DCLL blanket is focused in Eurofusion, that it is the EFDA continuation. Within Eurofusion project TECF3IR group is the responsible of the activation calculations of the DCLL blanket. The HCLL concept is also developing in Eurofusion but our group is not working in any task related with it currently. Regarding the work performed in ITER, although the analysis of the shutdown dose rates inside the PC is nowadays closed, the future design configurations will be to be analyzed as well as

Chapter 7 Summary and conclusions

other diagnostics ports. Finally, a key issue that here has not been taking into account in the radioactive waste production in the BP, PC and the components inside it.

Regarding methodology several lines are being explored. In the case of transport codes, as well as the major part of the neutronic fusion community, it is paid attention to the use of unstructured meshes in the MC codes. This kind of meshes is already included in the new version of MCNP and several groups are working in its application to R2S method. In addition, this capability opens the possibility to manage the geometry in other way than the explaining along this thesis. This new way is very interesting taking into account the current way demands a lot of user time in geometry tasks for complex problems.

Nowadays, the most important research line in the R2S method is the propagation of uncertainties. Specially, one of the most important concerns is about how to propagate the uncertainties associated to the neutron flux calculation to the decay photon source and, finally, to the residual dose. This fact is because the errors of the neutron flux usually cannot be reduced to limits that its contribution can be considered negligible against other uncertainty sources. In addition, other uncertainty sources are interesting as the nuclear data ones or any kind of uncertainty associated with any input data of the transport or activation calculation.

Regarding R2SUNED, the part related with the activation data processing has several open lines. Among these lines it is worth mentioning the possibility to obtain spatial distributions to the typical response functions associated with the activation as activity, nuclear heating or radioactive waste management index. In addition, the ongoing work is now focused in to obtain dose maps with separated contributions for the most critical isotopes. Regarding the verification and validation of R2SUNED, nowadays, The UNED group is participating , joint to the rest European tools, in a JET benchmarking exercise which results are going to be compared with experimental data provided in the new campaigns of this reactor.

Finally, it is worth stressing that the research group TECF3IR, to which the author belongs, is working in the development of a common European R2S tool. Particularly, the group is leading the definition of a common format for the decay photon source and to propose an uncertainty propagation scheme from the uncertainties in the decay photon source.