

UNIVERSIDAD NACIONAL DE EDUCACIÓN A
DISTANCIA



Doctorado en Tecnologías Industriales

Diseño nuclear de un reactor de fusión
por confinamiento magnético con
envoltura regeneradora líquida de doble
refrigerante He/LiPb (DCLL)

Iole Palermo

Departamento de Ingeniería Energética

E. T. S. Ingenieros Industriales

2014



TESIS DOCTORAL

Diseño nuclear de un reactor de fusión
por confinamiento magnético con
envoltura regeneradora líquida de doble
refrigerante He/LiPb (DCLL)

Autora:

Iole Palermo

Departamento de Ingeniería Energética, Escuela Técnica y
Superior de Ingenieros Industriales, UNED

Directores:

Dr. Javier Sanz Gozalo
Dr. José María Gómez Ros

Madrid, Julio 2014

**Diseño nuclear de un reactor de fusión por confinamiento magnético con
envoltura regeneradora líquida de doble refrigerante He/LiPb (DCLL)**

(a rellenar por el tribunal calificador)

TRIBUNAL CALIFICADOR

PRESIDENTE:

SECRETARIO:

VOCAL:

VOCAL:

VOCAL:

FECHA DEFENSA:

CALIFICACIÓN:

Presidente

Secretario

Fdo.:

Fdo.:

Vocal

Vocal

Vocal

Fdo.:

Fdo.:

Fdo.:

PALABRAS CLAVE:

Fusión nuclear, envoltura regeneradora, blindaje,
simulación neutrónica, Monte Carlo.

CÓDIGOS UNESCO:

2	2	0	7	1	5
2	2	0	7	2	1
3	3	2	0	0	5

TÍTULO: Diseño nuclear de un reactor de fusión por confinamiento magnético con envoltura regeneradora líquida de doble refrigerante He/LiPb (DCLL)

AUTOR: Iole Palermo

DIRECTOR: Javier Sanz Gozalo

CODIRECTOR: Jose María Gómez Ros

RESUMEN

Entre los múltiples aspectos fundamentales para el diseño de un reactor de fusión (térmico, estructural, de física de plasmas, etc.) el *análisis neutrónico* o, de forma más amplia, el análisis nuclear, es indispensable en el diseño de instalaciones en las cuales la radiación tiene un papel determinante.

La búsqueda de soluciones para los complejos problemas que presenta un reactor de fusión requiere una combinación de innovaciones en diseño así como en cuanto al desarrollo y selección de materiales adecuados. A pesar de que se han propuesto diferentes modelos de reactores, basados en distintos tipos de Envoltura Regeneradora, existen todavía muchas incertidumbres (tanto en los datos nucleares como en física de plasma, en caracterización de materiales, etc.) y, por ende, las prestaciones de estos en la mayoría de los casos no se pueden predecir con exactitud. Por tanto se requieren amplios programas de I+D para resolver las incertidumbres en los datos.

El presente trabajo, desarrollado en el marco del programa de I+D sobre tecnología de fusión CONSOLIDER TECNO_FUS, se centra en el análisis de una de las opciones de reactor de fusión basado en una Envoltura Regeneradora con regenerador líquido (litio-plomo) y doble sistema de refrigeración (helio y litio-plomo), designada como DCLL (*Dual Coolant Lithium-Lead*). Como punto de partida, se han utilizado las especificaciones de un estudio conceptual sobre plantas de potencia (PPCS, *Power Plant Conceptual Studies*) para llegar a un diseño nuevo, eficiente y tecnológicamente viable, cuyas características se han establecido mediante un riguroso proceso de optimización de los distintos componentes del reactor realizado acoplando las herramientas de modelado con las de simulación del transporte neutrónico (mediante método Monte Carlo) para determinar el comportamiento de dichos componentes bajo las condiciones reales de operación del reactor y adoptar así las medidas más indicadas para mejorar sus prestaciones.

El diseño neutrónico final ha de responder al requisito de autosuficiencia en tritio indispensable para el funcionamiento del reactor, a los criterios Magneto-Hidro-Dinámicos requeridos para asegurar la operatividad y eficiencia de la envoltura, a la necesidad de mantener el confinamiento magnético del plasma, a los límites de temperatura impuestos por los materiales utilizados y a los límites de irradiación necesarios para garantizar la mayor vida útil de todos los componentes.

De acuerdo con esto, este estudio se ha centrado especialmente en la evaluación de la Tasa de Regeneración de Tritio (*Tritium Breeding Ratio*), la densidad de potencia depositada en los componentes, el Factor de Multiplicación de Energía, la fluencia, los

espectros neutrónicos, la producción de helio en los materiales estructurales y el daño producido por la radiación (en términos de desplazamientos por átomo, dpa). Además, se ha realizado un análisis preliminar de seguridad evaluando los aspectos relativos a la activación del regenerador y a la producción y posible dispersión atmosférica del tritio y otros radioisótopos derivados de la activación del LiPb.

La metodología utilizada para alcanzar el objetivo de la optimización del diseño desde un punto de vista neutrónico, se basa en complejas herramientas de cálculo, tanto para la simulación del transporte de la radiación (MCNPX) como de análisis de activación (ACAB), herramientas de diseño (CATIA) y en la herramienta de interfaz entre diseño y análisis (MCAM), integrándolas para la realización del trabajo.

Empezando por un modelo geométrico 3D *simplificado* muy sencillo, sobre el cual ha sido más fácil realizar la optimización de los componentes tanto en dimensiones como en materiales, se ha adaptado la estructura optimizada final a un modelo 3D *detallado*, comprobando que los mismos requerimientos neutrónicos se cumplían al considerar detalles anteriormente no incluidos (asimetrías, canales, puertos y divertor), o continuando con la secuencia de optimización hasta alcanzarlos.

Finalmente, se ha logrado un grado de optimización del diseño que cumple con los requisitos imprescindibles de la autosuficiencia en tritio, del blindaje de las bobinas para mantener confinado del plasma y de la vida útil de los componentes permanentes de un reactor, proporcionando diversas opciones de diseño basadas en distintos grados de dificultad tecnológica para los materiales propuestos, que podrán constituir la base conceptual para futuros diseños tanto de reactores de demostración DEMO como para plantas de potencia.

PALABRAS CLAVE: Fusión nuclear, Simulación neutrónica, Monte Carlo, Blindaje, Envoltura Regeneradora, DCLL

Este trabajo ha sido financiado parcialmente por el Ministerio de Ciencia e Innovación Español, en el marco del Programa TECNO_FUS, CONSOLIDER INGENIO 2010.

TITLE: Nuclear Design of a magnetic fusion reactor with liquid breeding blanket and dual coolant He/LiPb (DCLL)

AUTHOR: Iole Palermo

DIRECTOR: Javier Sanz Gozalo

CO-DIRECTOR: Jose María Gómez Ros

ABSTRACT

Among the many fundamental aspects for the design of a fusion reactor (thermal, structural, plasma physics, etc.) the neutronic analysis or, more widely, the nuclear analysis, is essential in designing facilities where radiation has a primary role.

The search of solutions to the complex problems presented by a fusion reactor requires a combination of innovations in terms of design as well as development and selection of appropriate materials. Although several reactor concepts have been proposed based on different types of Breeding Blankets (BB), there are still many uncertainties in the data (both nuclear and plasma physics, materials characterization, etc.) and hence the performances in most of the cases cannot be predicted accurately. Therefore, extensive R&D programs are required to resolve uncertainties in the data.

This work, developed within the Spanish R&D programme CONSOLIDER TECNO_FUS on fusion technology, is focused on the analysis of one of the options for a fusion reactor based on a liquid breeder (lithium-lead) and double cooling system (helium and lithium-lead) designed as DCLL (dual coolant lithium-lead). Starting from the specification of the European Power Plant Conceptual Studies (PPCS), a new, reliable, efficient and technologically viable design, has been obtained after a rigorous optimization process by coupling the design tools with the neutronic transport simulations (through Monte Carlo method) in order to determine the behaviour of the reactor components under the real operational conditions of the reactor and adopt the most adequate actions to improve their performances.

The final neutronic design has to attend: the requirements of tritium self-sufficiency indispensable for the reactor operation; the MHD criteria required to assure the BB efficiency and operability; the need to maintain the plasma magnetic confinement; the temperature limits imposed by the materials; and, finally, the radiation limits necessary to guarantee the largest operational life for all the components.

Therefore, this study focused specially on the evaluation of the tritium regeneration (Tritium Breeding Ratio), power deposition in the components, Multiplication Energy Factor, neutron fluence, neutron spectra, helium production in structural materials and radiation damage (in terms of displacements per atom, dpa). In addition, a preliminary safety analysis to assess aspects related with the activation of the regenerator and the production and possible atmospheric dispersion of tritium and other radioisotopes derived from LiPb activation has been performed.

The methodology used to achieve the objective of the neutronic optimization of the design is based on complex computational tools, both for radiation transport calculations (MCNPX) and activation analysis (ACAB), design tools (CATIA) and the interface tool between design and analysis (MCAM), integrating them for carrying out the work.

Starting from a *simplified* 3D geometric model, on which was easier to perform the optimization of the components in both dimensions and materials, the final optimized structure has been adapted to a *detailed* 3D model, ensuring that the same neutronic requirements are met considering such details not present before (asymmetries, channels, ports and divertor), or continuing in the optimization until achieve them.

Finally, it has been reached a degree of optimization of the design that fulfills the essential requirements of self-sufficiency in tritium, shielding of the coils to keep confined plasma and the lifetime of the permanent components of the reactor, providing several design options based on different degrees of technological maturity for the proposed materials, which could be the basis for future conceptual designs of both, demonstration reactors DEMO and power plants.

KEYWORDS: Nuclear fusion, Neutronic simulation, Monte Carlo, Shield, Breeding Blanket, DCLL

This work has been partially funded by the Spanish Ministry of Science and Innovation under the Programme TECNO_FUS, CONSOLIDER INGENIO 2010.

Agradecimientos

En primer lugar, me gustaría agradecer a mis directores de tesis, Javier y José María, el tiempo, la dedicación, el interés constante y el cariño con el que han guiado mi trabajo durante estos años. Con vuestra gran profesionalidad, saber hacer y cercanía cualquier desafío se ha vuelto más fácil. Gracias por compartir vuestra experiencia conmigo confiando en mis capacidades, por dar seriedad e importancia a mi trabajo, por formarme en mi profesión y hacer que me apasionara por ella.

Del mismo modo, querría agradecer a toda la "BBTU" los esfuerzos, la ilusión y la energía por alimentar el proyecto. En especial, agradecer a dos genios multidisciplinares, Iván Fernández y Gerardo Veredas, que me han acompañado desde el principio en esta aventura, resolviendo sin ni siquiera pestañear todas mis dudas y sin los cuales probablemente ni el TECNO_FUS ni esta tesis podrían haberse planteado. Gracias, tanto en lo profesional como en lo personal, por vuestro apoyo incondicional.

Gracias al Dr. Fernando Mota por sus inestimables consejos, su valiosa colaboración y por su "inquietud del saber" de la que he aprendido a involucrarme, a tener curiosidad en lugar de temer lo desconocido y el significado recóndito de la palabra "investigación".

Gracias a mis compañeros del CIEMAT que han creado un ambiente de trabajo estimulante y alegre como ninguno y que alrededor del trabajo han sabido forjar una profunda amistad. Los "pilares", que seguís aquí firmes, y los "inquietos", buscando vuestro tesoro personal en tierras extranjeras, sois únicos, cada uno a vuestra manera, pero armónicamente formáis parte del mismo puzzle de buenos momentos vividos en estos años. Gracias por los consejos, las "clases" de idioma, por soportar mi mal genio en los días de "mujer al borde de un ataque de nervios" (versión italiana), por las risas, el cariño y por hacerme sentir arropada como en una gran familia. Habéis conseguido que Madrid sea para mí una segunda casa.

Gracias a mi familia, a la de verdad, la que te acepta con tus rarezas, la que te pide y te da todo, la que te empuja, te anima, te enloquece, te reanima y siempre te levanta, por las buenas o por las malas, abrazándote o regañándote, tengas 15 años o "alguno" más. Gracias a mi madre, mi padre, mi hermana. Por estar siempre tan cerca aun estando tan lejos. Gracias a Iván, por dejarme gritar y luego reír. Por dar vida a mi vida. Y serlo, sin más.

ÍNDICE

RESUMEN	VII
ABSTRACT	IX
Agradecimientos	XI
ÍNDICE	XIII
Lista de figuras	XVI
Lista de tablas	XXI
Lista de siglas, símbolos y nomenclatura	XXIII
1 INTRODUCCIÓN	1
1.1 MOTIVACIÓN	1
1.2 ALCANCE.....	2
1.3 ORGANIZACIÓN DE LA MEMORIA	3
2 FUSIÓN POR CONFINAMIENTO MAGNÉTICO: PRINCIPIOS FÍSICOS Y TECNOLOGÍA DE REACTORES	7
2.1 LA FUSIÓN NUCLEAR.....	7
2.2 CONFINAMIENTO DEL PLASMA	11
2.2.1 El Confinamiento Magnético	13
2.2.2 Ignición del plasma	15
2.3 LAS TRES ETAPAS HACIA UNA PLANTA DE POTENCIA	18
2.4 CONFIGURACIÓN DE UNA PLANTA DE FUSIÓN	20
2.5 REACTOR DE FUSIÓN CON ENVOLTURA REGENERADORA LÍQUIDA DE DOBLE REFRIGERANTE He/LiPb (DCLL)	22
2.5.1 Estado del arte del concepto de Envoltura DCLL.....	22
2.5.2 Modelo de referencia	23
3 HERRAMIENTAS PARA EL ANÁLISIS NEUTRÓNICO	27
3.1 CÓDIGO DE MONTE CARLO PARA LA SIMULACIÓN DEL TRANSPORTE DE LA RADIACIÓN: MCNP	27
3.2 CÓDIGO DE ACTIVACIÓN: ACAB	31
3.3 LIBRERÍAS DE DATOS NUCLEARES.....	33
3.4 CÓDIGO PARA EL PROCESADO DE GEOMETRÍAS: MCAM. ESTUDIO DE COMPARACIÓN DURANTE EL WP12 DEL ACUERDO EUROPEO EFDA	34
4 PREPARACIÓN DE MODELOS Y SIMULACIONES MONTE CARLO	39
4.1 DESCRIPCIÓN DEL MODELO INICIAL	39
4.2 LAS HERRAMIENTAS DE MODELADO, PROCESADO Y ANÁLISIS: CATIA, MCAM, MCNP Y SUS INTERACCIONES	43
4.2.1 Simplificación mediante macro Excel	45

4.2.2	4.2.3	4.3	4.3.1	4.3.2	4.3.3	4.3.4	4.3.5	4.4	4.5
4.2.2	4.2.3	MATERIALES DE PARTIDA Y PROBLEMÁTICAS ASOCIADAS	4.3.1	4.3.2	4.3.3	4.3.4	4.3.5	SIMULACIÓN DE LA FUENTE DE FUSIÓN	ESTIMACIÓN DE LA RESPUESTA
49	50	57	59	61	62	66	67	70	71
5	OPTIMIZACIÓN Y ANÁLISIS DEL MODELO SIMPLIFICADO								75
5.1	5.2	5.2.1	5.2.2	5.2.3	5.3	5.3.1	5.3.2	5.3.3	5.3.4
REQUISITOS GENERALES	OPTIMIZACIÓN NEUTRÓNICA DEL MODELO SIMPLIFICADO	Primera Optimización. Modificación de los espesores	Segunda Optimización. Mejora de la moderación neutrónica	Tercera Optimización. Modificación completa de la Cámara de Vacío y el Blindaje	RESULTADOS DE LA SIMULACIÓN DEL TRANSPORTE PARA EL MODELO SIMPLIFICADO OPTIMIZADO	Blindaje de las bobinas de campo toroidal	Potencia depositada y factor de amplificación	Producción de Tritio	Producción de Helio en litio-plomo y acero
75	77	78	80	81	86	86	88	93	100
5.4	5.4.1	5.4.2	6						
DOSIS AL INDIVIDUO MÁS EXPUESTO DEBIDA A UN ESCAPE ACCIDENTAL DE RADIONUCLEIDOS DESDE EL REACTOR DCLL	Cálculos de Activación	Evaluación de la Dosis Efectiva fuera del emplazamiento (<i>offsite</i>)	OPTIMIZACIÓN Y ANÁLISIS DEL MODELO DETALLADO						
106	107	110	115						
6.1	6.1.1	6.2	6.2.1	6.2.2	6.2.3	6.2.4	6.2.5	6.3	6.3.1
EL MODELO DETALLADO	Conversión con VISUAL BASIC	RESULTADOS DEL MODELO DETALLADO INICIAL	Producción de Tritio	Carga neutrónica de pared (<i>Neutron wall loading</i>)	Potencia depositada	Nuevas recomendaciones para la bobina de campo toroidal	Potencia depositada en la bobina de campo toroidal	OPTIMIZACIÓN NEUTRÓNICA DEL MODELO DETALLADO	Características básicas para un blindaje
115	115	120	120	126	127	131	132	137	137
6.4	6.4.1	6.4.2	6.4.3	6.4.4	6				
RESULTADOS DE LAS OPTIMIZACIONES DEL MODELO DETALLADO	Fluencia neutrónica en la bobina de campo toroidal	Producción de helio y daño en acero	Daño por desplazamiento en el acero estructural y en el estabilizador de cobre de la bobina de campo toroidal	Discusión	6				
156	158	162	167	174	115				

7 CONCLUSIONES Y PERSPECTIVAS.....	175
APÉNDICES.....	178
I. Magnitudes de interés.....	178
II. Interacción de la radiación con la materia.....	180
III. El método de Monte Carlo y el código MCNP	188
IV. Aplicación de la metodología y el know-how adquiridos al desarrollo del WCLL DEMO1 en el marco del acuerdo europeo EFDA	190
REFERENCIAS	206
PUBLICACIONES Y ACTIVIDAD INVESTIGADORA RELACIONADAS CON ESTE TRABAJO	216

Lista de figuras

Figura 2.1 Energía equivalente al defecto de masa por nucleón de los elementos en función de su masa atómica. Los elementos más estables, alrededor de hierro y níquel, tienen energía menor. La energía liberada cuando un átomo se transmuta en otro, fusionando átomos ligeros o dividiendo átomos pesados, es igual a la diferencia de sus masas [1].	8
Figura 2.2 Probabilidad que una reacción de fusión tenga lugar (sección eficaz) en el rango de energías del ion deuterio. Se muestran los datos de las tres reacciones: deuterio más deuterio, deuterio más tritio y deuterio más helio-3. A valores de energía menor, la probabilidad de la reacción DT es mucho mayor que para las otras dos reacciones.	10
Figura 2.3 La reacción de fusión global. Los combustibles básicos son deuterio y litio, el residuo es helio.	11
Figura 2.4 Partículas cargadas moviéndose helicoidalmente alrededor de las líneas de campo magnético.	13
Figura 2.5 Visión esquemática de un tokamak que muestra cómo se induce corriente en un plasma a través de un transformador primario devanado. El campo magnético, debido a las bobinas externas y a la corriente que fluye en el plasma, se combina para generar un campo magnético helicoidal.	14
Figura 2.6 Esquema de un stellarator. Las bobinas exteriores proporcionan el campo toroidal, mientras que las bobinas helicoidales interiores proporcionan el campo poloidal que permite que el campo se tuerca, de modo que las líneas de campo magnético se muevan en espiral dentro de la cámara. El campo toroidal es mucho más intenso que el campo poloidal.	14
Figura 2.7 Valores del producto de la densidad del plasma n por el tiempo en el que permanece confinada su energía t , necesarios para el emparejamiento de pérdidas y ganancias (criterio de Lawson) y para el encendido, ambos en función de la temperatura del plasma.	16
Figura 2.8 Modelo del tokamak ITER, con su plasma (Design Integration Section, July 2013 www.iter.org [4]).	17
Figura 2.9 Posición de los experimentos realizados hasta ahora en distintos reactores de fusión y la que se pretende alcanzar con ITER, en relación a las condiciones de ignición y de emparejamiento.	18
Figura 2.10 Comparación de dimensiones y potencia entre la mayor máquina tokamak existente, JET, el reactor ITER actualmente en construcción y el posible futuro reactor DEMO.	19
Figura 2.11 Esquema de una planta de fusión.	20
Figura 2.12 Modelo C con envoltura a doble refrigerante (dual coolant breeding blanket), módulo ecuatorial exterior [5].	23
Figura 3.1 Interfaz gráfica de la herramienta de procesamiento MCAM.	35
Figura 4.1 Modelo 3D realizado con CATIA del reactor DEMO de partida.	39
Figura 4.2 Componentes del reactor DEMO en examen.	40
Figura 4.3 Vista general y detalles de una Envoltura Regeneradora "banana-shaped" exterior (outboard). Se muestran las entradas y salidas de los canales de LiPb así como los canales de refrigeración.	40
Figura 4.4 Elementos de la envoltura regeneradora DCLL, desde la primera pared hasta el blindaje.	41
Figura 4.5 Dimensiones del plasma en los planos ecuatorial (x,y) y poloidal (R,z).	41
Figura 4.6 Modelo 3D CATIA del edificio del reactor completo.	43
Figura 4.7 a) Sector de 30° del modelo 3D de partida en formato CAD; b) modelo neutrónico simplificado en formato .stp	44
Figura 4.8 Proceso de simplificación del modelo detallado a través de una macro EXCEL. Arriba se muestran dos imágenes del diseño CATIA inicial (.CATProduct): a la derecha un sector de 30° y a la izquierda su sección horizontal. En el centro se muestra la interfaz visual de la macro EXCEL para la generación de la geometría simplificada y los parámetros que el usuario puede elegir: los espesores de los componentes del reactor, su subdivisión en capas, y la aproximación para los perfiles suavizados. Abajo se muestran: a la derecha, el sector de 30° en formato .stp, resultado de la simplificación, en el cual se observa que los contornos ya no son suavizados si no aproximados por rectas y la eliminación o simplificación radical de los componentes (el puerto desaparece, el divertor y la cámara de vacío se simplifican); a la izquierda, un corte horizontal donde se observa que se ha eliminado la configuración interna de los blankets, simplificándola en "capas de cebolla".	48
Figura 4.9 A la izquierda se muestra un sector de 30° del modelo simplificado del reactor así como importado en MCAM y, a la derecha, un detalle de un corte horizontal donde se aprecia la estructura de capas.	49

Figura 4.10 Diagrama de fase del LiPb.....	60
Figura 4.11 Secciones eficaces de ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ y Pb.	60
Figura 4.12 Curvas de decaimiento de aceros de baja activación [78].	63
Figura 4.13 Distribución de la fuente de neutrones en el plano (R,z) (imagen a la izquierda) y en el plano (x,y) (imagen a la derecha), simulada con la versión modificada de MCNPX. Las figuras se han generado directamente con MCNPX ("source mesh tally").	71
Figura 4.14 Ejemplos de tallies de superficie, de volumen y en voxeles para el código MCNP.....	73
Figura 5.1 Ciclo de refrigeración inicial: 1) entrada de helio a través del colector principal que se bifurca en 3 envolturas; 2) el Blindaje/Manifold de cada envoltura distribuye el helio a través de canales que lo atraviesan de arriba a abajo (3); a través del conector (en verde) el helio entra en el colector principal vertical (en rojo) refrigerando la pared lateral de la envoltura (4); los canales giran refrigerando la primera pared (flechitas amarillas horizontales), giran de nuevo hacia la otra pared lateral y se recolectan en el colector vertical (rojo) (5); el helio entra en otro colector que alimenta la cruceta interior (que divide la envoltura en 4 canales); el helio refrigera la capa radial de la cruceta subiendo y bajando (6), luego el helio sube por la pared toroidal de la cruceta (7); sale a través de los orificios que se encuentran en la parte más alta (8) es recolectado (9) y sale (10) directamente sin pasar por el blindaje. Abajo a la izquierda se muestra una parte de la envoltura: se ve la primera pared (marrón), los canales de refrigeración tanto de paredes como la cruceta interior (en rosa), los canales de LiPb (en verde), las paredes de Eurofer (en violeta), los colectores (en rojo) y el Blindaje/Manifold (en amarillo) con los orificios para la refrigeración.	82
Figura 5.2 Ciclo de refrigeración modificado: se observa que la función de Blindaje (1) y Manifold (2) está separada en el modelo CATIA aunque el modelo neutrónico simplificado considera un único material con composición mixta equivalente para todo el espesor. El Manifold hace tanto de distribuidor del helio de entrada (capa más exterior, 3) como de recolector del helio de salida (capa más interior, 4). Los canales de entrada distribuyen el helio a diferentes alturas (3: flechas verdes y azules) de las paredes de la envoltura y allí entran en contracorriente (5: se ve que en un canal entran por la derecha y salen por la izquierda y en el canal siguiente justo debajo entran por la izquierda y salen por la derecha). Dentro de la envoltura (6) el helio pasa por la pared lateral, la primera pared, mitad de la otra pared lateral, atraviesa la cruceta interior y sale por la otra mitad de la pared lateral de forma continua. El helio es recolectado a distintas alturas (4: flechas azules y verdes) por canales puestos en la capa inferior del Manifold de manera que este tiene el doble de canales de helio que el circuito anterior.	83
Figura 5.3 Tasa de fluencia neutrónica en los distintos componentes del reactor.....	87
Figura 5.4 Configuración utilizada para el cálculo de la distribución poloidal de la potencia depositada en la bobina magnética toroidal. Se interseca la bobina con una superficie cilíndrica, de 6m de radio, que separe la bobina en dos zonas (una zona interior al cilindro y otra exterior) y se corta mediante 33 planos puestos a distintas alturas del eje z, desde 8 m a -8 m, respecto al plano ecuatorial, cada 50 cm (a 800, 750, 700, ... 50, 0, -50, ..., -700, -750, 800 cm). El cálculo se realiza en cada sector de la bobina contenido entre dos planos contiguos, y distinguiendo la zona interior de la exterior del cilindro. Los valores se normalizan al volumen de cada sector de la bobina contenido entre dos planos.	87
Figura 5.5 Distribución poloidal de la potencia depositada en las bobinas de campo toroidal.....	88
Figura 5.6 Potencia depositada en todos los componentes del reactor.	90
Figura 5.7 Distribución radial de la potencia depositada en las 20 capas en las cuales se han dividido los dos canales de LiPb.....	91
Figura 5.8 Sector de 30° del reactor considerado, mostrando los planos utilizados para definir las seis zonas en las que se ha calculado la distribución poloidal de la potencia depositada en cada uno de los dos canales de LiPb, tres en la parte interior y tres en la exterior. Cada capa verde está delimitada por dos planos, separados a una distancia de 5 cm.....	92
Figura 5.9 Distribución poloidal de la potencia depositada en los dos canales de LiPb, evaluada a tres alturas distintas desde el plano ecuatorial y distinguiendo entre parte interior y exterior.	92
Figura 5.10 Espectro de fluencia de neutrones en todos los componentes del reactor. Se observa un máximo en 14MeV y otro pico alrededor de 0,7 MeV. El espectro se atenúa al pasar por las estructuras.	94
Figura 5.11 Espectro de neutrones en los canales de litio-plomo (LiPb) y en el recubrimiento de tungsteno (W).....	95
Figura 5.12 TBR para distintos valores del enriquecimiento del Li en ${}^6\text{Li}$, en los dos canales de LiPb (por separado y como suma en los dos canales).....	96
Figura 5.13 Valores del TBR en los dos canales de LiPb al variar el espesor de cada canal (manteniendo el espesor global). Cada canal se ha dividido en capas de 3,425 cm y se calcula el TBR en cada una de ellas de manera que se obtiene una distribución radial del TBR en los canales. Se consideran tres casos: dos canales de igual espesor, cada uno 34,25 cm dividido en 10 capas (línea negra); canal interior más	

delgado que el exterior: el interior 8 capas por un total de 27,4cm y el exterior 12 capas por un total de 41,1 cm (línea roja); canal interior más grueso (41,1 cm) del exterior (27,4cm) (línea azul).....	97
Figura 5.14 Distribución poloidal del TBR (at.T/n) en los dos canales de LiPb, extrapolando a todo el reactor, distinguiendo entre parte interior y exterior, y calculado a tres distintas alturas desde el plano ecuatorial.	99
Figura 5.15 Distribución poloidal del TPR en los dos canales de LiPb, extrapolando a todo el reactor, distinguiendo entre parte interior y exterior, y calculado a tres distintas alturas desde el plano ecuatorial. El TPR- o tasa de producción de tritio – poloidal nos da información sobre la eficiencia de cada zona en reproducir tritio con independencia del espesor del canal.	100
Figura 5.16 Distribución poloidal de la producción de helio en los dos canales de LiPb, distinguiendo entre parte interior y exterior, y calculada a tres distintas alturas desde el plano ecuatorial.	101
Figura 5.17 Producción de helio (en átomos de He por neutrón emitido) en el blanket, en la vacuum vessel (línea roja) y en las cuatro capas del divertor (puntos azules); y producción de helio (en appm de He/FPY) en el blanket y en la vacuum vessel (línea negra).....	104
Figura 5.18 Actividad específica de los radionúclidos producidos por la activación de 1 Kg de LiPb tras 5 FPY de irradiación, desde el shutdown hasta 10^{10} s.	109
Figura 5.19 Tasa de dosis gamma de contacto (Sv/h) debida a los distintos radionúclidos producidos por la activación del LiPb tras 5FPY de irradiación, desde el shutdown hasta 10^{10} s.	109
Figura 5.20 Evolución en función de la distancia de la dosis temprana debida a 1 TBq de tritio en forma de HTO emitido desde una altura de 100 m en condiciones de estabilidad atmosférica medias (D) y peores (F).....	111
Figura 5.21 Dosis temprana (Sv por Kg de LiPb) en función de la distancia y en condiciones atmosféricas de clase D, para los radioisótopos cuya contribución a la CED total, a la actividad específica total y a la tasa de dosis gamma de contacto sea mayor del 0,1%.	113
Figura 6.1 Proceso de simplificación del modelo detallado mediante un programa en Visual Basic. Arriba se muestran dos imágenes del diseño CATIA inicial (.CATProduct): a la derecha un sector de 30° y a la izquierda su sección horizontal. En el centro se muestra la interfaz gráfica del programa que permite introducir los parámetros de diseño. Abajo se muestran: a la derecha, el sector de 30° en formato .stp, resultado de la simplificación, con las líneas de contorno aproximadas por segmentos y en el que se han mantenido todos los componentes (divertor, puerto, cámara de vacío, bobinas) con su forma correspondiente; y a la izquierda, un corte horizontal donde se aprecia que se ha mantenido la configuración interna de la envoltura regeneradora.	116
Figura 6.2 Sección horizontal del sector de 30° . A la izquierda el lado interior (IB) y a la derecha el lado exterior (OB) de la sección en forma de D. En el detalle circular se aprecia la estructura interna de los breeding blankets.	118
Figura 6.3 Configuración utilizada para el cálculo de distribución poloidal de la producción de tritio en las envolturas regeneradoras. Se cortan las envolturas mediante 27 planos puestos a distintas alturas del eje z, desde 7m a -6m, respecto al plano ecuatorial $Z=0$, cada 50cm (a 700cm, 650cm, 600cm, ..., 50cm, 0, -50cm, ..., -500cm, -550cm, -600cm). Se calculan los valores en el módulo interior cercano al plasma (IB inner), en rojo y lejano (IB outer), en verde; y en el módulo exterior cercano (OB inner), en negro y lejano (OB outer), en azul.....	121
Figura 6.4 Distribución poloidal de la producción de tritio (at.T/n) en los canales de LiPb extrapolada a todo el reactor. El canal exterior (OB) más cercano al plasma es el que contribuye mayormente al TBR global.....	122
Figura 6.5 Distribución poloidal de la densidad de producción de tritio (at.T/cm ³ s) en los canales de LiPb. Habiendo normalizado al volumen de los canales se obtiene información de la eficiencia de las distintas zonas poloidales independientemente del volumen ocupado por el regenerador.....	123
Figura 6.6 Mapas de producción de tritio en los canales de LiPb (a) exteriores y (b) interiores extrapolados a todo el reactor.	124
Figura 6.7 a) Espectro de fluencia de neutrones en los componentes principales del reactor. Se observa un máximo en 14 MeV y otro pico alrededor de 0,7 MeV. El espectro se atenúa al pasar por las estructuras, b) detalle del espectro por encima de 1 MeV y en escala lineal para la primera pared.....	126
Figura 6.8 Cálculo de la carga neutrónica de pared (Neutron Wall Loading): a) segmentos para la evaluación y b) distribución poloidal y valor medio.....	127
Figura 6.9 Potencia depositada en los componentes del reactor. En color morado, los resultados en las envolturas y blindajes de los módulos interiores (IB); en verde los datos en las envolturas y blindajes de los módulos exteriores (OB) y en el resto de la estructura (cámara de vacío, bobinas, etc.).	129
Figura 6.10 Distribución poloidal de la potencia depositada en los canales de LiPb.	130
Figura 6.11 Mapas de distribución espacial de la potencia depositada en un sector de 30° del reactor entre los planos a 10 y 60 cm desde $Z=0$. Se detallan los resultados: a) en todo el sector interior; b) con más	

detalle, solo en la envoltura interior; c) en todo el sector exterior; y d) el detalle de la envoltura exterior.	131
Figura 6.12 Distribución poloidal de la potencia depositada en la bobina de campo toroidal, tanto en la zona interior (IB), en azul, como en la exterior (OB), en negro. Se reportan los límites de deposición de 5000 W/m ³ (en negro) y el nuevo límite de 50 W/m ³ (en rojo).	133
Figura 6.13 Mapa de densidad de potencia depositada (W/cm ³) en el plano $\varphi=90^\circ$ del rector.	134
Figura 6.14 Mapa de densidad de potencia depositada (W/cm ³) en el plano $\varphi=90^\circ$ del rector, en las cercanías del puerto vertical superior.	135
Figura 6.15 Mapas de potencia depositada (W/cm ³), a) en la zona exterior (OB) y b) en la zona interior (IB) de la bobina de campo toroidal, y entre 10 y 60 cm en el eje Z.	136
Figura 6.16 Comparación de núcleos y materiales moderadores (las secciones eficaces de scattering están tomadas para neutrones epitérmicos (unos eV) y las de absorción para térmicos (0,0253eV). ..	138
Figura 6.17 Secciones eficaces de dispersión de los principales núcleos usados como moderadores: hidrogeno, deuterio y carbón.	138
Figura 6.18 Secciones eficaces para algunos de los materiales de blindajes que se han usado en este trabajo: a), b), c) y d) muestran las secciones eficaces de absorción (n,γ) para algunos de los materiales de blindajes (respectivamente W, Fe, Zr y Ti) que se han utilizado en las optimizaciones que se explican en las secciones 6.3.2 y 6.3.3; e) secciones eficaces de absorción (n,γ) y de multiplicación neutrónica ($n,2n$) del Pb; f) sección eficaz total del carbono que en la mezcla WC que utilizaremos funge de moderador. Dibujadas a partir del software Janis http://www.oecd-nea.org/janis [150].	140
Figura 6.19 Distribución poloidal de la potencia depositada (W/m ³): a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal.	142
Figura 6.20 Modificación del puerto vertical superior (Upper Port Plug, UPP): a) en el modelo inicial se utiliza un puerto con una sola pared de 10 cm; b) se ensancha la pared del puerto a 30 cm de espesor; c) se utiliza una doble pared: la exterior de 10 cm de espesor (en fucsia) de acero y tungsteno, y la interior de 20 cm de espesor (en naranja); d) en el interior del puerto se pone un blindaje horizontal (en celeste) que sigue parcialmente el perfil del plasma.	143
Figura 6.21 Comparación de los mapas de densidad de potencia (W/cm ³), en el plano $\varphi=90^\circ$ del rector, en las cercanías del puerto vertical superior para:	145
Figura 6.22 Distribución poloidal de la potencia depositada en W/m ³ : a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal, para diferentes opciones de cámara de vacío y puerto vertical.	146
Figura 6.23 arriba: a) corte horizontal del sector de 30° del reactor en el plano z=0; en el centro: los canales interiores (IB) antes (b) y después (c) del cambio: a los canales de litio-plomo más externos (azules) se les ha quitado una fracción (en fucsia) que va a ser una parte más del blindaje (externa) puesto detrás del regenerador; abajo: los canales exteriores (OB), antes (d) y después (e) del cambio realizado.	148
Figura 6.24 Distribución poloidal de la potencia depositada en W/m ³ : a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal, para diferentes opciones de blindaje de alta y de baja temperatura y distintas opciones para el blindaje del puerto vertical. Se dejan por comparación las curvas de las opciones anteriores.	151
Figura 6.25 Distribución poloidal de la potencia depositada (W/m ³): a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal, para diferentes opciones. Se incluyen los resultados de las opciones con blindaje de alta temperatura de WC y blindaje de baja temperatura de Eurofer (verde pistacho) o ZrH ₂ (marrón), utilizando una cámara de vacío y un blindaje para el puerto sin WC (solo acero y agua).	152
Figura 6.26 Mapas de potencia depositada (W/cm ³) en la zona exterior (OB) de la bobina de campo toroidal, y entre 10 y 60 cm en el eje Z, para distintas versiones del modelo detallado: 1 (a), 5 (b), 8.1 (c), 8.3 (d), 10.1 (e), 10.3 (f).	153
Figura 6.27 Comparación de los valores de densidad de potencia depositada (W/cm ³) en una sección vertical del reactor para los modelos 5 (a), 8.2 (b), 10.1 (c) y 10.3 (d).	154
Figura 6.28 Comparación de los valores de densidad de potencia depositada (W/cm ³) alrededor del puerto vertical superior en una sección vertical de los modelos 5 (a), 8.1 (b), 6 (c), 8.2 (d), 10.1 (e) y 10.3 (f).	155
Figura 6.29 Comparación de los valores de fluencia neutrónica (cm ⁻²) para los modelos 10.1 (izquierda) y 10.3 (derecha), en los lados inboard (arriba) y outboard (abajo) de la bobina de campo toroidal. ...	161
Figura 6.30 Mapas de producción de helio (appm helio/fpy) en acero en el blindaje y en la cámara de vacío del modelo inicial (modelo 1), en el plano ecuatorial de los módulos inboard (arriba) y outboard (abajo).	164

Figura 6.31 Comparación de los valores de producción de helio (appm helio/fpy) en el blindaje y en la cámara de vacío para los modelos 5 (izquierda) y 8.1 (derecha), en el plano ecuatorial de los módulos inboard (arriba) y outboard (abajo).	165
Figura 6.32 Comparación de los valores de producción de helio (appm helio/fpy) en el acero de la cámara de vacío para los modelos 10.1 (izquierda) y 10.3 (derecha), en los módulos inboard (arriba) y outboard (abajo).	166
Figura 6.33 Comparación de los valores de dpa/fpy en acero para los modelos 1 (a), 5 (b) y 10.1 (c), en una sección horizontal de los módulos outboard. Los últimos 2 modelos utilizan la misma escala.	170
Figura 6.34 Mapas de daño (dpa/FPY) calculados en la bobina de campo toroidal para algunos de los modelos estudiados: 1 (a), 5 (b), 10.1 (c) y 10.3 (d) en la zona OB; 1 (e), 5 (f), 10.1 (g) y 10.3 (h) en la zona IB.	172
Figura 6.35 Mapas de daño (dpa/FPY) que muestra su variación poloidal en un plano vertical de todo el reactor para el modelo 10.3.	173
Figura A.1 Módulo ecuatorial OB detallado del WCLL y simplificaciones para los estudios neutrónicos: a) estructura externa detallada; b) eliminación del sistema de fijación y de los canales; c) estructura interna de detalle; d) desarrollo de las zonas regeneradoras de LiPb para rellenar el módulo (10 zonas regeneradoras en este caso); e) estructura interna simplificada con la Primera Pared (FW) real; f) detalle de la primera pared (con los canales de refrigeración) y la placa inferior (bottom plate) (con los respectivos agujeros para los canales); g) simplificación de la FW (y las placas) rellenando los agujeros y utilizando materiales mixtos; h) apariencia externa del módulo simplificado; i) módulo importado en MCAM en el cual la FW y una de las zonas regeneradoras de LiPb se han hecho transparentes para hacer visibles las estructuras internas del módulo.	192
Figura A.2 a) Módulo ecuatorial OB simplificado y modelo DEMO genérico; b) detalle para mostrar que el módulo no está alineado con los planos del sector DEMO de 11.25°.	193
Figura A.3 Segmento Multi-Modular (Multi Module Segment, MMS) en forma de banana: segmento Interior (Inboard) (7 módulos), con (a) y sin (c) primera pared; segmento exterior (Outboard) (8 x 2 módulos), con (b) y sin (d) primera pared.	194
Figura A.4 Dos vistas diferentes de la antigua (amarillo) y de la nueva segmentación.	194
Figura A.5 Secuencia de desarrollo del modelo DEMO WCLL usando el software MCAM a) "caja" vacía genérica; b) celda vacía con el modelo DEMO genérico; c) celda vacía removiendo los componentes de DEMO; d) celda vacía descompuesta en 253 celdas continuas; e) celdas vacías que necesitan una subdivisión (en azul); f) modelo DEMO genérico diferenciando solo los componentes principales (y en gris la región disponible para insertar el Blindaje y la Envoltura); g) zona para el Blindaje (azul) y huecos (gris); h) segmentos detallados de la envoltura (sin primera pared); i) Envoltura y Blindaje.	196
Figura A.6 a) Modelo DEMO WCLL completo visualizado en MCAM; b) modelo completo con las celdas de vacío; c) modelo completo dibujado en MCNP5.	197
Figura A.7 a) Números identificativo de cada módulo a lo largo del ángulo poloidal; b) TBR local en cada módulo (entero) IB y OB; c) densidad de TPR [átomos T/cm ³ s] en las regiones poloidales IB y OB. ...	199
Figura A.8 a) Planos horizontales (en gris) que determinan las 5 regiones ecuatoriales de 50 cm de espesor en las cuales se ha evaluado el calentamiento nuclear en la bobina toroidal (en verde); b) resultados del calentamiento nuclear en el lado ecuatorial IB (línea negra) y OB (línea roja) de la bobina toroidal. La línea discontinua representa el límite actual establecido para DEMO (50 W/m ³).	202
Figura A.9 a) Sección horizontal del sector de 11.25° del reactor. En el cuadrado: los componentes IB en los cuales se ha calculado la densidad de potencia. b) Vista vertical del sector con los planos (en violeta) que delimitan la zona de 50 cm en el cual se han realizado los cálculos. En el círculo: detalle de los componentes IB en los cuales se han efectuado los cálculos.	204
Figura A.10 Densidad de potencia depositada (W/cm ³) en el lado ecuatorial IB del reactor. Los valores son medias en las zonas poloidales de 50 cm y se han calculado para todos los componentes desde la primera pared (FW) hasta la bobina toroidal (TF coil). La línea discontinua representa el límite actual establecido para DEMO (50 W/m ³).	205

Lista de tablas

Tabla 2.1 Valores típicos para las magnitudes características asociadas a los distintos métodos de confinamiento para la producción de energía por fusión.....	12
Tabla 3.1 Criterios y sistema de puntuación de los códigos de simulación del transporte de la radiación por Monte Carlo.....	30
Tabla 3.2 Resumen de los resultados de la evaluación con puntuación de los códigos MC seleccionados.	31
Tabla 3.3 Códigos de activación participantes en el ejercicio de comparación e instituciones en que se han desarrollado.....	32
Tabla 3.4 Resultado de la conversión de los modelos CAD a MC a través de MCAM y McCad.....	36
Tabla 4.1 Principales parámetros del reactor.....	42
Tabla 4.2 Tarjeta de superficies de MCNP	46
Tabla 4.3 Tarjeta de materiales de MCNP [27].....	58
Tabla 4.4 Resumen de los refrigerantes con sus ventajas y desventajas [73].	61
Tabla 4.5 Comparación de la composición del EUROFER usado para este diseño, con el EUROFER97-1 y 2.	64
Tabla 4.6 Desglose de la composición del acero austenítico SS316LN utilizada en este trabajo ajustándose al rango recomendado para ITER.	65
Tabla 4.7 Espesor y composición de las capas que representan los elementos del reactor en el modelo simplificado inicial.	69
Tabla 4.8 Tipos de resultados del código MCNPX.....	72
Tabla 5.1 Requisitos de diseño para los componentes del reactor.....	76
Tabla 5.2 Límites de irradiación de diseño para las bobinas superconductoras toroidales utilizados como referencia en esta parte del trabajo.	78
Tabla 5.3 Resultados principales de los modelos simplificados tras una primera optimización sobre los espesores de la Cámara de Vacío y del Blindaje.....	80
Tabla 5.4 Resultados principales de todas las versiones de los modelos simplificados tras las optimizaciones de los espesores y materiales utilizados para la Cámara de Vacío y el Blindaje.....	85
Tabla 5.5 Potencia depositada en los componentes del reactor debida a neutrones y fotones desglosando la contribución de todos los elementos desde la primera pared hasta el Blindaje.....	90
Tabla 5.6 Valores de la Tasa de Regeneración de Tritio (TBR) en los dos canales de LiPb (cada uno por separado y la suma total) al variar el enriquecimiento del Li en ⁶ Li. Se ha calculado el TBR para valores del enriquecimiento del 90%, 80%, 70%, 60%, 50%, 20% y con Li natural (contenido en ⁶ Li del 7,5%).	95
Tabla 5.7 Valores de la Tasa de Regeneración de Tritio (TBR) en los dos canales de LiPb como distribución radial del TBR, en los tres casos descritos anteriormente de distintos tamaño de los canales.	98
Tabla 5.8 Valores de appm de helio por año de operación en los componentes del reactor con contenido de acero.	105
Tabla 5.9 Dosis Efectiva Comprometida (CED) (en Sv por Kg de LiPb) debida a la inhalación de los radioisótopos que contribuyen más de un 0,01% al total. La ingestión no se considera en una evaluación radiológica a corto plazo.	108
Tabla 5.10 Dosis Temprana (a 7 días) para estabilidad atmosférica clase F, velocidad del viento de 1 m/s, escape desde una chimenea de 100 m, a 13-16 km, especificando la contribución debida a inhalación, inmersión, reflexión del suelo y resuspensión (Sv/TBq).	112
Tabla 5.11 Dosis Temprana (a 7 días) para estabilidad atmosférica clase D, velocidad del viento de 4 m/s, escape desde una chimenea de 100 m, a 2 km, especificando la contribución debida a inhalación, inmersión, reflexión del suelo y resuspensión (Sv/TBq).	112
Tabla 5.12 Producción de radionucleidos relevantes (g/kg LiPb) al final (parada) de los 5 años de irradiación (FPY).....	114
Tabla 6.1 Espesor de los elementos de la Envoltura regeneradora y el Blindaje en dos casos diferentes analizados, para el modelo <i>detallado</i> de partida.	118
Tabla 6.2 Composición de todos los elementos del reactor en el modelo <i>detallado</i> de partida.....	119

Tabla 6.3 Resultados del TBR para dos configuraciones de distinto espesor de la primera pared y para dos composiciones de LiPb.	121
Tabla 6.4 Resumen de los resultados principales para el modelo <i>simplificado</i> al final de su optimización y el correspondiente modelo <i>detallado</i> en el cual se ha utilizado un <i>radial build</i> muy parecido (hasta la Cámara de vacío que en este caso es asimétrica)	125
Tabla 6.5 Valores globales de la potencia depositada en los canales de LiPb.	129
Tabla 6.6 Nuevas recomendaciones (2013) sobre los límites de radiación en las bobinas de DEMO, en comparación con las iniciales (2009) y con los límites de diseño de ITER.	132
Tabla 6.7 Densidad de átomos de hidrógeno en varios hidruros.	150
Tabla 6.8 Resumen de las modificaciones tanto en materiales como en espesores, para el espacio entre blindaje y cámara de vacío (VV), las paredes y el gap de la cámara de vacío y las paredes y el blindaje del puerto vertical superior (UPP). (El enriquecimiento en boro es siempre del 95% en ¹⁰ B).	157
Tabla 6.9 Configuraciones para el blindaje de alta y de baja temperatura (HTS y LTS) junto con la configuración de las paredes de la cámara de vacío y el tipo de blindaje del puerto vertical superior (UPP) utilizados en cada caso.	157
Tabla 6.10 Valores globales para la fluencia de neutrones en los distintos componentes de la bobina de campo toroidal y para la tasa de fluencia de neutrones rápidos en el devanado, para todas las configuraciones de reactor resumidas en las tablas 6.8 y 6.9.	160
Tabla 6.11 Producción de helio (en appm He/año y para 40 años, Full Power Years) en el Blindaje, las Paredes y el Puerto de la Cámara de Vacío, en los diferentes modelos estudiados.	163
Tabla 6.12 Producción de helio (en appm He) y daño por desplazamiento (en dpa) para 1 año y 5 años de operación a plena potencia (<i>Full Power Years</i>) y rateos helio/dpa, para la primera pared del módulo exterior y del módulo interior.	167
Tabla 6.13 Daño por desplazamiento (en dpa/año y para 40 años, <i>Full Power Years</i>) y rateos helio/dpa en el acero del Blindaje y de las paredes de la Cámara de Vacío, en algunos de los modelos estudiados.	169
Tabla 6.14 Daño por desplazamiento (en dpa/año, para 40 y para 6 años, <i>Full Power Years</i>) en el estabilizador de cobre de la bobina de campo toroidal para algunos de los modelos estudiados.	169
Tabla 6.15 Daño por desplazamiento (en dpa/año, para 6 y para 40 años, <i>Full Power Years</i>) en su valor global y como valores de pico en el lado interior (IB) y exterior (OB) extrapolados a partir de los mapas de daño calculados en la bobina de campo toroidal para algunos de los modelos estudiados.	171
Tabla A.1 Porcentajes en volumen de los materiales utilizados en los módulos regeneradores para los estudios neutrónicos	197
Tabla A.2 Prestaciones de regeneración de tritio en los módulos de la envoltura WCLL.	200
Tabla A.3 Estructura radial (<i>radial build</i>) del modelo neutrónico DEMO1 WCLL en la zona ecuatorial interior (IB)	201
Tabla A.4 Calentamiento nuclear (<i>Nuclear heating</i>) en el devanado de la bobina de campo toroidal (TF coil) (W/m ³).....	203
Tabla A.5 Valores medios, en una región poloidal de 50 cm alrededor del plano ecuatorial, de la densidad de potencia depositada (W/cm ³) en el lado interior (IB) de todos los componentes, desde la primera pared hasta la bobina toroidal.	205

Lista de siglas, símbolos y nomenclatura

Nomenclatura inglesa y equivalente español para los componentes del reactor

Bioshield: Blindaje Biológico
BB, Breeding Blanket: Envoltura Regeneradora
Breeder zone: zona de regeneración
Cryostat: Criostato
First cooling channel: primer canal de refrigeración
FW, First wall: primera pared
FCI, Flow channel inserts: inserciones de canales de flujo
Gap: espacio
Intermediate cooling channel: canal de refrigeración intermedio
Internal VV: pared interior de la cámara de vacío
External VV: pared exterior de la cámara de vacío
HTS, High Temperature Shield: Blindaje de alta temperatura
LTS, Low Temperature Shield: Blindaje de baja temperatura
Manifold: colector
Poloidal coil: bobina de campo poloidal
Shield: Blindaje
TF coil, toroidal field coil: bobina de campo toroidal
TF coil casing: camisa de la bobina
UPP, Upper Port Plug: Puerto Superior
VV, Vacuum Vessel: Cámara o Vasija de Vacío
W coating: recubrimiento de tungsteno
WP, Winding Pack: devanado

Terminología inglesa y equivalente español

Armour: blindaje
Creep: fluencia
Input: fichero de entrada para el código MCNP
Inboard (IB): interior
Neutron Wall Loading (NWL): carga neutrónica de pared
Outboard (OB): exterior
Peak Nuclear Heating (PNH): deposición máxima de potencia
Quenching: cambio del estado térmico del material que provoca la pérdida del estado superconductor de las bobinas magnéticas.
Remote-handling (RH): manipulación por control remoto
Scattering: dispersión
Sputter: erosión debida a partículas o radiación
Swelling: hinchamiento
Tally: función de respuesta que calcula el código MCNP

Símbolos y nombres de materiales

B: boro
C: carbono
D: deuterio
H: hidrogeno
H₂O: agua
He: helio
Fe: hierro
Li: litio
LiPb: litio plomo

Pb: plomo
SiC: carburo de silicio
T: tritio
TiH₂: hidruro de titanio
W: tungsteno
WC: carburo de tungsteno
ZrH₂: hidruro de zinc

Steel: acero
Austenitic steel: acero austenítico
Cryogenic steel: acero criogénico
Ferritic/martensitic steel: acero ferrítico/martensítico
EUROFER: EUROpean reFERent Alloy

n: neutrón
p: protón
α: partícula alpha
γ: gamma

σ : sección eficaz
Φ: tasa de fluencia
E: energía
Z: número atómico

%at.: porcentaje atómico
%wt.: porcentaje en peso

Siglas

appm: atomic part per million
dpa: displacement per atom, desplazamiento por átomo
fpy: full power year, año de funcionamiento a plena potencia

BB: Breeding Blanket
CAD: Computer Aided Design
DBTT: ductile-brittle transition temperature, temperatura de transición dúctil-frágil
DCLL: dual coolant lithium-lead, doble refrigerante litio-plomo
DEMO: DEMOnstration reactor
ECRH: Electron Cyclotron Resonance Heating
EFDA: European Fusion Development Agreement
FCI: Flow channel inserts
FW: First wall
HCLL: Helium cooled lithium-lead
HCPB: Helium cooled pebble bed
HTS: High Temperature Shield
IB: Inboard
IDM: ITER Document Management
ICRH: Ion Cyclotron Resonance Heating
IFMIF: International Fusion Material Irradiation Facility
ITER: International Thermonuclear Experimental Reactor
JET: Joint European Torus
LTS: Low Temperature Shield
MCAM: Monte Carlo Automatic Modelling System
MC: Monte Carlo
MCNP: Monte Carlo N-Particle

ME: Energy Multiplication, factor de multiplicación de energía
MHD: magneto-hidro-dinámico
MMS: Multi-Module Segment (Blanket)
NBI: Neutral Beam Injection
NWL: Neutron Wall Loading
OB: Outboard
PKA: Primary Knock-on Atom
PP: Port Plug
PPCS: Power Plant Conceptual Studies
PNH: peak nuclear heating, pico de calentamiento nuclear
RH: Remote Handling
TBM: Test Blanket Module
TBR: Tritium Breeding Ratio, tasa de regeneración de tritio
TPR: Tritium Production rate, tasa de producción de tritio
TF: Toroidal Field
TOKAMAK: toroidal'naya kamera s magnitnymi katushkami (cámara toroidal con bobinas magnéticas)
VV: Vacuum Vessel
WCLL: Water cooled Lithium-Lead
WP: Winding pack

1 INTRODUCCIÓN

1.1 MOTIVACIÓN

El modelo energético actual, basado en buena parte en el uso de combustibles fósiles, presenta serios problemas de insostenibilidad a largo plazo. Esto, junto con la creciente demanda energética ha llevado desde hace años a la búsqueda de nuevas energías, entre las que destaca por su gran potencial la fusión nuclear, a la cual está dedicado el presente trabajo de investigación.

Las siempre crecientes necesidades energéticas mundiales y las constantes inestabilidades políticas y sociales de los Países productores de petróleo y gas han empujado la política energética internacional hacia nuevas formas de energía, en particular, las renovables y las nucleares "avanzadas". Entre las últimas, la fusión nuclear ha alcanzado especialmente en los últimos años, un nivel de aceptación general y de interés por parte de los gobiernos de todo el mundo los cuales están invirtiendo en ella ya que se considera como una de las promesas para el futuro energético del planeta. Sin embargo y a pesar de que se haya avanzado y se hayan resuelto muchas cuestiones relacionadas con la tecnología de fusión, queda un largo camino por delante y es preciso seguir progresando en muchos de los aspectos tecnológicos relacionados con la realización de un reactor de fusión y desarrollar materiales específicos para que el proceso completo, desde la reacción inicial hasta la extracción y conversión última de energía, se pueda producir, autosustentar y rentabilizar a partir de recursos ampliamente disponibles, desarrollables o regenerables, suponiendo un coste accesible para favorecer su viabilidad económica y cumpliéndose de la manera lo más respetuosa posible con el medioambiente.

España participa a través de diversas instituciones (como son el CIEMAT, la UNED y otras universidades) en varios acuerdos europeos (EFDA y el más actual EUROfusion) e internacionales (ITER y, para el desarrollo de instalaciones complementarias a ITER como es la instalación de irradiación de materiales IFMIF, el Broader Approach) que pretenden impulsar y dar soporte y financiación a distintos proyectos que confluirán en construcción de los dos reactores, ITER, el reactor experimental cuyo emplazamiento ya se está realizando en Cadarache, y DEMO, que será el primer reactor de demostración a escala comercial.

Para dar apoyo en I+D a DEMO, España patrocina y ha financiado el programa CONSOLIDER TECNO_FUS dentro del cual se enmarca y se ha desarrollado el presente trabajo, fruto de la colaboración entre el departamento de Ingeniería Nuclear de la UNED y el Laboratorio Nacional de Fusión del CIEMAT. En su conjunto, TECNO_FUS, seleccionado por el Ministerio de Ciencia e Innovación como uno de los Proyectos CONSOLIDER-INGENIO 2010, ha supuesto un esfuerzo integrado y coordinado de una veintena de grupos y más de 100 investigadores de distintas Universidades y Centros de Investigación.

Las actividades se han articulado alrededor del desarrollo de un concepto de envoltura regeneradora (Breeding Blanket) y sus sistemas auxiliares "de planta".

El desarrollo de un sistema de Envolturas Regeneradoras factible es esencial antes de que pueda establecerse la viabilidad de la fusión como fuente de energía comercial. Dicha envoltura resulta uno de los componentes probablemente más complejos de un reactor ya que tiene que operar bajo las extremas condiciones térmicas, químicas, electromagnéticas, de estrés y de irradiación que se encuentran en el núcleo de un reactor de fusión. Asimismo, la Envoltura Regeneradora será un componente clave del blindaje para las bobinas electromagnéticas, de la extracción de potencia desde el material regenerador a través de los intercambiadores de calor y de la regeneración de tritio en el litio usado como material blanco.

Las tecnologías implicadas en el Programa español van desde el diseño avanzado de componentes, pasando por los desarrollos en neutrónica, termomecánica, fluidodinámica computacional en geometrías complejas y el desarrollo de materiales especiales: aceros, metales líquidos, materiales compuestos de carburo de silicio. TECNO_FUS ha perseguido el desarrollo de estas tecnologías aprovechando las capacidades técnicas existentes en los grupos participantes y las potenciales sinergias entre estos. Las capacidades alcanzadas para el diseño integral de un reactor de potencia (DEMO) podrán ser utilizables durante la próxima década.

1.2 ALCANCE

Dentro de los objetivos generales del programa TECNO_FUS, el presente trabajo de investigación ha tenido como objetivo específico el desarrollo conceptual de un diseño *neutrónico* de reactor de fusión magnético, basado en un concepto de Envoltura Regeneradora líquida y de doble refrigerante, litio-plomo y helio, (DCLL, *Dual Coolant Lithium-Lead*). Partiendo de especificaciones genéricas de modelos preexistentes, se ha seguido un proceso de desarrollo, modificación y optimización para conseguir las mejores respuestas del sistema sobre todo en términos de regeneración de tritio y de blindaje de las bobinas que permita asegurar el confinamiento del plasma, utilizando los componentes más compactos, fiables y ventajosos posibles, desde varios puntos de vista: características geométricas, estructurales y resistencia de los materiales frente a la radiación.

Todo esto para conseguir un diseño capaz de lidiar con las altas cargas radiativas de un reactor de las capacidades de producción energética de un DEMO (cientos de MW de producción neta de electricidad) operando en las condiciones funcionales de un reactor de demostración así como, más ambiciosamente, en las de una planta de potencia comercial.

Para llegar a un diseño eficiente y fiable del reactor y tener a la vez unos resultados que estimasen de la manera más realista posible sus prestaciones, se han realizado dos grupos de tareas esenciales:

- Primero, optimizar los parámetros de diseño del reactor, principalmente las dimensiones de los componentes y los materiales utilizados, para conseguir su mejor respuesta en relación con la función que se les exige a cada uno de ellos. Esta parte muy costosa a nivel de diseño, debido a la interrelación entre los cambios geométricos y de materiales, por un lado, y las

simulaciones del transporte de la radiación en geometrías complejas, por otro, se ha preferido realizarla sobre un modelo 3D *simplificado*.

- Segundo, determinar con más precisión los parámetros críticos mediante los cuales se puede evaluar el rendimiento del reactor y afinar ulteriormente en el diseño del mismo. Esta parte del trabajo se ha efectuado utilizando el modelo 3D *detallado* cuyas especificaciones iniciales se han establecido a partir de la optimización desarrollada en la tarea anterior.

En ambos casos, los pasos previos han consistido en:

- preparar los modelos y elaborar las debidas simplificaciones para poder obtener geometrías aptas para la simulación del transporte de la radiación
- determinar los materiales iniciales para cada componente a partir de sus propiedades, datos bibliográficos o experimentales
- determinar el tipo de respuesta que se necesita evaluar con la simulación del transporte y para ello elegir adecuadamente el término fuente, los estimadores, las secciones eficaces, los métodos de reducción de variancia, etc.

Como resultado, se ha obtenido un diseño con elevadas prestaciones de regeneración de tritio (evaluando en detalle la producción de tritio en los canales de litio-plomo - su distribución radial, poloidal y en mapas bidimensionales - y probando distintos grados de enriquecimiento en litio-6); buenas capacidades de blindaje de la bobina de campo toroidal frente a radiación, cuyo correcto funcionamiento es imprescindible para que el plasma quede confinado (determinado por el cálculo detallado de la potencia depositada, la fluencia de neutrones y el daño en la bobina de campo toroidal); así como buena resistencia de los materiales estructurales frente a la radiación (considerando tanto el daño provocado, en términos de dpa, como la producción de helio en la estructura que puede comprometer su integridad y la re-soldabilidad de los componentes permanentes de un reactor).

Por último, pero no menos importante, la consecución de estos objetivos ha permitido adquirir conocimientos de tecnología de fusión, de neutrónica y de técnicas de modelado y análisis que han dado paso a nuevas colaboraciones en distintos proyectos europeos (para desarrollos en DEMO) e internacionales (en ITER). Entre ellos, cabe destacar la continuidad del trabajo realizado, mediante la participación en las nuevas actividades para el desarrollo de un DCLL multi-modular para DEMO, cuyo diseño será responsabilidad puramente Española (de la División de Tecnología de Fusión del CIEMAT), en el marco del más reciente Consorcio Europeo EuroFusion.

1.3 ORGANIZACIÓN DE LA MEMORIA

El presente trabajo se ha estructurado en 7 capítulos (siendo esta introducción el primero) cuyos detalles se describen a continuación.

El capítulo 2 introduce los principios físicos y algunos conceptos básicos de la fusión nuclear. Se describen brevemente las etapas científicas y tecnológicas hacia el desarrollo de una planta de fusión comercial; los elementos técnicos que generalmente conforman cualquier reactor de fusión por confinamiento magnético;

los componentes principales que lo constituyen para explicar cuál es su función y porqué es tan necesaria; el estado del arte del concepto de envoltura regeneradora utilizado como referencia (es decir, la envoltura de doble refrigerante helio y litio-plomo); y algunas características del modelo utilizado como referencia conceptual.

En el capítulo 3 se presentan los programas informáticos y las herramientas de cálculo utilizados, exponiendo las razones sobre las cuales se ha basado la elección de los códigos necesarios para la elaboración del modelado geométrico, su posterior simplificación (etapa obligatoria para los sucesivos análisis), la simulación del transporte de la radiación por método Monte Carlo y el análisis de activación, que se describen en los capítulos 4, 5 y 6.

La preparación de los modelos y de las simulaciones se describe en el capítulo 4 donde se precisan las características del diseño de partida, el procedimiento de simplificación y conversión desde el modelo real 3D al modelo neutrónico 3D *simplificado* (a través de una macro de Excel y de la interfaz MCAM), los elementos específicos de la simulación Monte Carlo y, en especial, el modelado de los materiales y la razón para su elección, la simulación de la fuente de neutrones y las funciones respuesta que se necesitan estudiar para analizar el comportamiento del reactor.

En el capítulo 5, se explica el proceso de optimización y análisis del modelo 3D *simplificado*, detallando los pasos fundamentales del proceso de optimización tanto en términos geométricos como en cuanto a elección de materiales explicando el camino conceptual que se ha seguido para su logro. Se presentan los resultados principales obtenidos para las versiones más avanzadas del modelo *simplificado* en términos de: densidad de potencia depositada en las bobinas de campo toroidal; potencia depositada en todos los componentes del reactor y factor de multiplicación de energía; potencia depositada en los canales de litio-plomo, producción de tritio y de helio (con sus distribuciones radiales y poloidales); producción de helio en el acero estructural. El capítulo concluye con un análisis preliminar de seguridad basado en el cálculo de la dosis efectiva al individuo más expuesto en caso de un escape accidental de productos de activación del litio-plomo al exterior.

En el capítulo 6 se exponen el proceso de optimización y el análisis neutrónico del modelo 3D *detallado*. Primero se explica cómo se ha desarrollado el modelo neutrónico *detallado* a partir del modelo CATIA original mediante un programa realizado en Visual Basic y utilizando las especificaciones de las versiones optimizadas del diseño *simplificado*. Luego, se muestran los resultados principales del modelo *detallado* inicial para comprobar como los detalles afectan a la respuesta del reactor en cuanto a producción de tritio, carga neutrónica de pared (*Neutron wall Loading*), densidad de potencia depositada en toda la estructura y, en particular, en la bobina, haciendo hincapié en que las recomendaciones para los límites de extinción de campo (*quenching*) de la bobina han sido revisadas en 2013 obligando a rediseñar el blindaje adoptado. Para ello, se han realizado modificaciones del blindaje térmico, del blindaje del puerto vertical y de la cámara de vacío probando materiales con distintas capacidades moderadoras y absorbentes y evaluando, para cada versión, la respuesta del reactor frente a la radiación (potencia depositada, fluencia y daño en la bobina; producción de helio y daño en el acero estructural del blindaje y de la cámara de vacío). A partir de los resultados

de las simulaciones se han elegido los modelos más aptos para las condiciones de operación de un reactor DEMO y de una planta de potencia.

Finalmente, en el capítulo 7 se presentan las conclusiones y las recomendaciones para los futuros desarrollos.

Por último, se incluyen: en el APÉNDICE I, las magnitudes empleadas en este trabajo; en el APÉNDICE II, los procesos de interacción de fotones y neutrones con la materia; en el APÉNDICE III, algunos detalles sobre el método Monte Carlo; y en el APÉNDICE IV, por su estrecha relación con este trabajo, una aplicación de la misma metodología aquí utilizada, al desarrollo y análisis de un reactor DEMO con envoltura regeneradora de litio-plomo refrigerada por agua (*Water Coolant Lithium-Lead, WCLL*) que ha sido parte de la tarea EFDA WP13-SYS02-06-D3: *Neutron transport analysis of DEMO with WCLL blanket*.

La bibliografía, las publicaciones elaboradas durante la realización de este trabajo y los proyectos en curso relacionados con el mismo, se encuentran al final del documento.

2 FUSIÓN POR CONFINAMIENTO MAGNÉTICO: PRINCIPIOS FÍSICOS Y TECNOLOGÍA DE REACTORES

2.1 LA FUSIÓN NUCLEAR

La fusión es la reacción nuclear que proporciona energía en las estrellas como el Sol y en la que núcleos ligeros se combinan o "fusionan" para formar núcleos más pesados. En el centro del Sol (a temperaturas de 10 – 15 millones °C), el hidrógeno se fusiona para formar helio: este proceso genera la energía, que emitida en forma de radiación solar, mantiene la vida sobre la Tierra.

Comprender que la energía irradiada desde el Sol y las estrellas procede de reacciones de fusión nuclear fue resultado de tres grandes descubrimientos científicos [1]. El primero fue la equivalencia entre masa y energía deducida por Albert Einstein en 1905. El segundo avance llegó después de poco más de 10 años con la medición precisa de las masas atómicas, realizada por Francis Aston, quien observó que la masa total de cuatro átomos de hidrogeno es ligeramente mayor que la masa de un átomo de helio. Estos dos resultados llevaron a Arthur Eddington y otros a proponer, en 1920, que la masa podría estar convirtiéndose en energía en el Sol y en las estrellas si cuatro átomos de hidrogeno se combinaran para formar un átomo de helio. El único problema de este modelo era que, de acuerdo con la física clásica, el Sol no es suficientemente caliente para que la fusión nuclear tuviera lugar. Solo cuando se desarrolló la mecánica cuántica, a final de los años '20, fue posible entender completamente la física de la fusión nuclear.

La fusión nuclear es el proceso mediante el cual dos núcleos atómicos se unen para formar uno de mayor peso atómico y cuya masa es ligeramente inferior a la suma de las masas de los dos núcleos que se han fusionado. La diferencia de masa se libera en forma de energía dependiendo de los núcleos que se unen y del producto resultante de la reacción. La cantidad de energía liberada corresponde a la fórmula $E = mc^2$ donde m es la diferencia de masa observada en el sistema entre antes y después de la fusión por lo que una pequeña masa equivale a una cantidad enorme de energía ($c^2 = 9 \times 10^{16} \text{ m}^2/\text{s}^2$).

En general, la fusión de dos núcleos de menor masa que el hierro (que, junto con el níquel, tiene la mayor energía de enlace por nucleón y, por tanto, es el más estable de todos) libera energía, mientras que la fusión de núcleos más pesados que el hierro absorbe energía; y viceversa para el proceso inverso, la fisión nuclear. En el caso más simple de fusión del hidrógeno, dos protones deben acercarse lo suficiente para que la interacción nuclear fuerte pueda superar su repulsión eléctrica mutua y obtener la posterior liberación de energía.

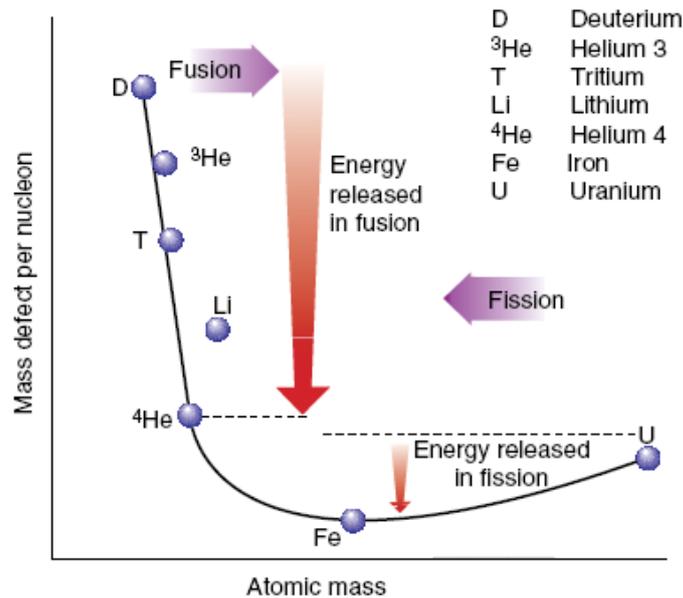


Figura 2.1 Energía equivalente al defecto de masa por nucleón de los elementos en función de su masa atómica. Los elementos más estables, alrededor de hierro y níquel, tienen energía menor. La energía liberada cuando un átomo se transmuta en otro, fusionando átomos ligeros o dividiendo átomos pesados, es igual a la diferencia de sus masas [1].

Puesto que los núcleos atómicos tienden a repelerse debido a su carga eléctrica positiva, la fusión requiere condiciones de temperatura y presión muy elevadas para que puedan compensar dicha fuerza de repulsión. En el Sol, el “combustible” se calienta y se confina mediante la gravedad. En la Tierra, el confinamiento debe lograrse mediante otros mecanismos, en concreto el confinamiento magnético o el inercial, descritos en la siguiente sección, y la fusión requiere una temperatura por encima de los 100 millones de °C (diez veces la temperatura en el centro del Sol).

Para superar las fuerzas de repulsión coulombiana, dos protones tendrán que superar dicha fuerza que actúa como barrera¹, antes de que la atracción de las fuerzas nucleares entre en juego. Las fuerzas de repulsión coulombianas son proporcionales a la carga de los núcleos que interactúan, y por ello, los plasmas² de la familia del hidrógeno son los más adecuados para conseguir fusión.

¹ En realidad, la situación no es exactamente como se acaba de describir, en el sentido de que no es absolutamente necesario que el núcleo tenga una energía inicial mayor que la altura de la barrera. Esto se debe a un efecto cuántico que se conoce como efecto túnel o de penetración de barrera. Sin entrar en detalle, mencionaremos que a escalas subatómicas las leyes clásicas de la física no son aplicables, siendo reemplazadas por la llamada mecánica cuántica, la cual no determina con certeza el resultado de un experimento; solamente puede dar la probabilidad de que ocurra un cierto evento. Como consecuencia, cuando una cantidad de partículas es lanzada hacia una barrera de potencial, con menor energía que el alto de la barrera, existe cierta probabilidad de que una fracción de ellas pase a través de ésta. Tomando en cuenta este efecto, no es necesario que para conseguir la fusión dos núcleos interactuantes lleguen a sobrepasar la altura de la barrera de Coulomb, que en el caso de dos deuterones asciende a 280 keV. Este hecho permite que las posibilidades de lograr la fusión nuclear se amplíen, ya que las energías requeridas pueden ser comparativamente bajas.

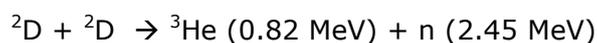
² Cuando un gas se calienta fuertemente, sus electrones llegan a separarse completamente del núcleo atómico (iones). Este gas ionizado, buen conductor de la electricidad, se llama “plasma”, el cuarto estado de la materia. Más del 99% del universo se encuentra en estado de plasma.

Existen diversos tipos de reacciones de fusión aprovechables desde el punto de vista energético. De entre todas las que implican isótopos de hidrógeno, la reacción de fusión entre deuterio y tritio, que se suele abreviar como DT, es la que presenta mayor sección eficaz³ para temperaturas relativamente bajas ($\sim 3 \times 10^8$ K) por lo que resulta la más fácil de obtener de manera controlada y se considera la mejor candidata para una planta de potencia de fusión. Se basa en juntar suficientemente los núcleos de deuterio y tritio, mediante presión o calor, hasta lograr el estado de plasma, en el cual los átomos se disgregan y los núcleos de hidrógeno pueden chocar y fusionarse para obtener helio. La diferencia energética entre dos núcleos de deuterio y uno de helio se emite en forma de energía que servirá para mantener el estado de plasma y para la obtención de energía.

La reacción genera un neutrón de alta energía y helio:



Otra reacción importante que tiene una sección eficaz algo menor, es la de dos deuterones, la cual puede tener dos resultados, cada uno con 50% de probabilidad:



Como se puede observar, estas reacciones producen menos energía que la anterior. Sin embargo son de gran importancia porque, a diferencia del tritio, el deuterio es un isótopo estable que se halla de manera natural en una proporción de una parte en 6500 de hidrógeno, de manera que es lo bastante abundante en el agua para satisfacer las necesidades energéticas del mundo por mil millones de años. La separación del deuterio del agua puede hacerse con un proceso bien conocido y relativamente barato.

Existen muchas otras reacciones, todas ellas con menores secciones eficaces, para las cuales se necesitan mayores energías iónicas o temperaturas. Una de las más frecuentemente citadas es:



La reacción deuterio - helio-3 es atractiva por su sección eficaz pero el helio-3 es muy escaso en la Tierra, aunque existe en grandes cantidades en la Luna. Una ventaja de esta reacción es que todos los productos son partículas cargadas y no se producen neutrones. Esto sería conveniente por dos razones: 1) permite la extracción de energía de las partículas cargadas desacelerándolas en campos eléctricos, proporcionando una fuente de energía eléctrica directa, sin necesidad de pasar por un ciclo térmico; 2) la ausencia de neutrones reduce en gran medida los problemas de protección radiológica y blindaje, eliminando además el problema de activación en los componentes del reactor e incrementando la seguridad.

³ Véase Apéndice I

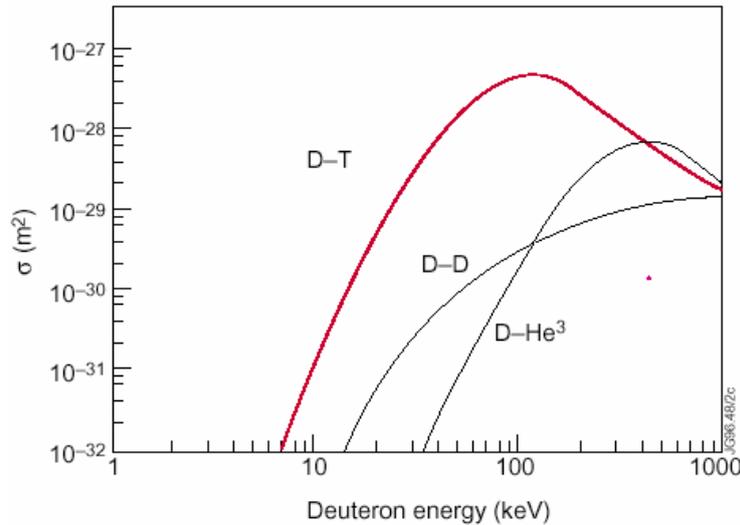


Figura 2.2 Probabilidad que una reacción de fusión tenga lugar (sección eficaz) en el rango de energías del ion deuterio. Se muestran los datos de las tres reacciones: deuterio más deuterio, deuterio más tritio y deuterio más helio-3. A valores de energía menor, la probabilidad de la reacción DT es mucho mayor que para las otras dos reacciones.

Aunque la reacción D-T produce gran cantidad de neutrones rápidos (14 MeV), se ha pensado en ella para la primera generación de reactores de fusión ya que es la más accesible. Otras reacciones que no produzcan neutrones podrán ser una alternativa a medida que la tecnología vaya avanzando y sea factible lograr las reacciones con secciones eficaces menores, en ocasiones llamadas de combustibles avanzados.

En nuestro planeta el deuterio es abundante en el agua del mar (30 g/m³), pero el tritio no existe en estado natural ya que es radiactivo con un periodo de semidesintegración de 12.36 años. En principio, se puede producir tritio bombardeando un blanco de litio con los neutrones provenientes de la reacción DT inicial. De hecho en un reactor de fusión, los neutrones, que llevan el 80% de la energía producida, serán parcialmente absorbidos en una envoltura regeneradora (*Breeding Blanket*) situada alrededor del reactor conteniendo el litio que se transformará en tritio y helio según las reacciones:



El litio natural está compuesto por el 92.5% de ⁷Li y por el 7.5% de ⁶Li. Ambos isótopos del litio (litio-6 y litio-7) reaccionan con los neutrones produciendo tritio y helio. La reacción con ⁶Li es más probable con neutrones lentos y es exotérmica, liberando 4.8 MeV de energía. La reacción con ⁷Li es endotérmica, ocurre solamente con neutrones rápidos y absorbe 2.5 MeV de energía. Además, el neutrón producido por la reacción con ⁷Li puede reaccionar a su vez con el ⁶Li.

Los combustibles básicos para una planta de potencia de fusión que quema deuterio y tritio serán entonces agua y litio. El deuterio se extraerá del agua del mar y el tritio se producirá a partir del litio. Ambos combustibles primarios son relativamente económicos, abundantes y fácilmente accesibles. El único residuo

producido será el gas inerte helio. Se estima que un kilogramo de litio producirá 10^5 GJ de electricidad [1].

La figura 2.3 muestra un esquema del ciclo completo con las reacciones que lo constituyen.

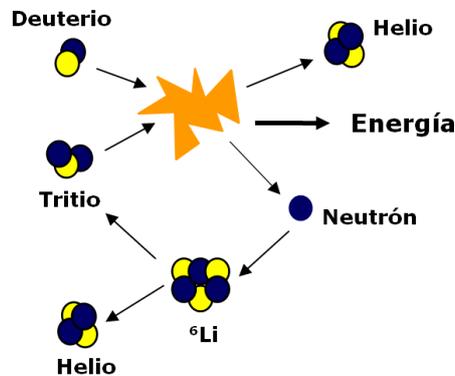


Figura 2.3 La reacción de fusión global. Los combustibles básicos son deuterio y litio, el residuo es helio.

2.2 CONFINAMIENTO DEL PLASMA

Para producir energía por fusión de manera eficiente (es decir, obteniendo más energía de la que se invierte) es necesario asegurar que siempre haya una gran cantidad de núcleos que estén en condiciones de acercarse lo suficiente para fusionarse casi simultáneamente. Esto se logra encerrando en cierta región un gas compuesto por los átomos requeridos (combustible) y manteniéndolo confinado bajo las condiciones necesarias para producir fusión, por un tiempo suficientemente largo.

Los requisitos para producir fusión se conocen como **Criterios de Lawson**, enunciados por John Lawson en 1957 [2], que determinan las condiciones necesarias para lograr la producción neta de energía mediante la fusión de elementos ligeros (deuterio y tritio) estableciendo una relación entre los valores de densidad iónica y tiempo mínimo de confinamiento necesarios para que la energía producida por las reacciones en el gas pueda compensar las pérdidas que se produzcan y ser reutilizada para mantener las reacciones de fusión.

Para ello es necesario que: 1) la densidad de partículas del gas no sea muy baja y 2) el tiempo medio para las pérdidas de energía no sea muy corto. Las condiciones que establecen qué tanto es densidad baja y tiempo corto se pueden expresar en términos de un criterio de emparejamiento (igualdad de pérdidas y ganancias). Lo que esto expresa es que el producto de la densidad, n , por el tiempo de confinamiento de la energía, τ_E^4 debe ser mayor que una cierta cantidad que

⁴ τ_E es una medida de la velocidad a la que se pierde la energía cuando se corta la fuente. Las pérdidas son menores, τ_E mayor, si el plasma es grande y bien aislado.

depende de la temperatura del gas, T , y de la eficiencia de conversión de energía de fusión a energía útil, ϵ , así como del tipo de mecanismo usado para tener fusión,

$$n \cdot \tau_E > \text{factor } (T, \epsilon)$$

Por ejemplo, en la fusión caliente de D-T el valor mínimo de este factor para una eficiencia $\epsilon = 0,4$ es $4 \cdot 10^{13} \text{ cm}^{-3}\text{s}$, que ocurre a $T = 3 \cdot 10^8 \text{ K}$ (30 KeV). Es decir

$$n \cdot \tau_E \cdot T \geq 10^{21} \text{ KeV s / m}^3$$

A esta condición se le llama criterio de Lawson [2], que fue quien primero estableció las condiciones de equilibrio de pérdidas y ganancias.

Para satisfacer estos requerimientos existen dos alternativas: tiempos de confinamiento de energía pequeños pero densidades grandes, o tiempos de confinamiento largos a densidades moderadas [3].

Con la primera opción se obtienen plasmas muy calientes confinados por su propia masa, mediante lo que se llama *confinamiento inercial*. El plasma se mantiene confinado por muy poco tiempo (microsegundos) a densidades muy altas (con lo que se producen muchas reacciones) mediante láseres de gran potencia.

Con el segundo método, denominado *confinamiento magnético* se emplean campos magnéticos para obligar las partículas cargadas que forman el plasma a moverse describiendo hélices a lo largo de líneas magnéticas que se cierran sobre sí mismas. Las partículas estarán confinadas, en una región limitada del espacio, con una densidad más pequeña pero durante tiempos bastante largos para conseguir muchas reacciones de fusión. Puesto que en este trabajo se ha estudiado una opción de reactor magnético, trataremos solo esta tipología de confinamiento.

Los valores típicos para la temperatura, densidad y tiempo de confinamiento característicos de los distintos confinamientos se resumen en la tabla 2.1 comparándolos con el confinamiento gravitacional que se produce en las estrellas, para que sirva de referencia.

Tabla 2.1 Valores típicos para las magnitudes características asociadas a los distintos métodos de confinamiento para la producción de energía por fusión.

Magnitud	Sol	Confinamiento inercial	Confinamiento magnético
Temperatura [10^6 K]	15	100	100
Densidad [m^{-3}]	10^{32}	10^{30}	10^{20}
Tiempo de confinamiento [s]	-	10^{-9}	1

2.2.1 El Confinamiento Magnético

Debido a sus elevadas temperaturas un plasma de fusión no puede ser confinado directamente en una vasija. Cualquier contacto con la pared enfriaría inmediatamente el gas diluido. El problema se puede obviar usando campos magnéticos con los cuales confinar y aislar térmicamente el combustible, manteniéndolo lejos de las paredes de la vasija. Las partículas cargadas – iones y electrones – están forzadas por los campos magnéticos a tener orbitas circulares y a formar hélices alrededor de las líneas de campo magnético (figura 2.4). Las partículas entonces quedan vinculadas a las líneas de campo. Por otro lado, estas se pueden mover libremente en la dirección longitudinal a las líneas. Por lo tanto si se utiliza un campo magnético de una forma adecuada es posible confinar el plasma y mantenerlo lejos de la pared.

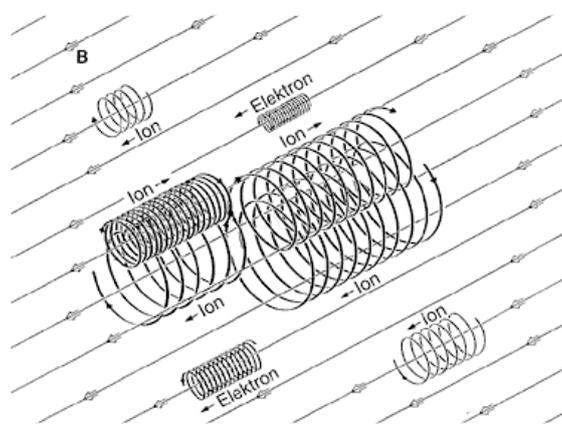


Figura 2.4 Partículas cargadas moviéndose helicoidalmente alrededor de las líneas de campo magnético.

Particularmente apropiados son los campos magnéticos circulares que se cierran sobre sí mismos. De todos modos, solo esto no es suficiente para mantener confinadas las partículas. Como la intensidad del campo decrece hacia fuera en un campo puramente anular, las partículas vendrían rápidamente empujadas hacia las paredes del reactor. Las líneas de campo tienen que ser torcidas para conseguir que el confinamiento del plasma sea permanente. Las líneas de campo que encierran el anillo crean unas "superficies magnéticas", anidadas entre ellas como capas de cebolla, en las cuales la densidad y la temperatura de cada una de ellas se mantienen constantes. La ausencia de una componente radial del campo, que llevaría las partículas del plasma hacia el exterior, es el prerequisite para el confinamiento magnético del plasma.

Al confinamiento magnético corresponden, entre otros, dos tipos de reactores: el modelo de tipo *Tokamak*, como el futuro ITER, o el *Stellarator*, como el TJ-II español.

El reactor Tokamak, palabra que procede del ruso y es acrónimo de "***toroidal'naya kamera s magnitnymi katushkami***" (cámara toroidal con bobinas magnéticas), tiene forma toroidal (como un donut hueco). Las características fundamentales de un tokamak se muestran en la figura 2.5. Hay dos campos magnéticos principales. Uno de estos, el campo *toroidal*, es producido por una bobina de cobre en forma de

toro. El segundo campo magnético, el *poloidal*, es generado por la corriente eléctrica que atraviesa el plasma. El campo magnético toroidal evita que se desarrollen inestabilidades. La combinación de los dos campos da lugar al enroscamiento de las líneas de campo sobre las superficies magnéticas; con ello se evita que el plasma se escape como consecuencia de las derivas magnéticas de las partículas. El campo toroidal producido por las bobinas externas es, típicamente, 10 veces mayor que el campo poloidal debido a la corriente del plasma.

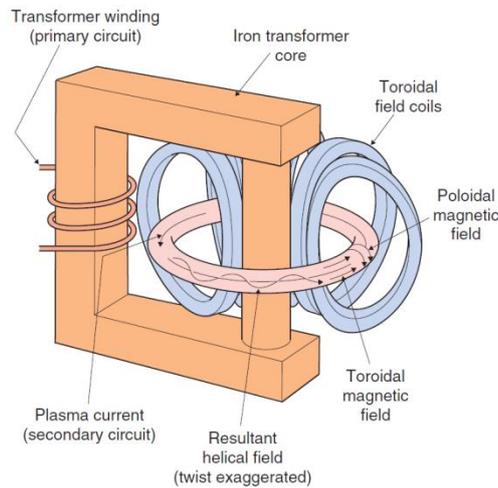


Figura 2.5 Visión esquemática de un tokamak que muestra cómo se induce corriente en un plasma a través de un transformador primario devanado. El campo magnético, debido a las bobinas externas y a la corriente que fluye en el plasma, se combina para generar un campo magnético helicoidal.

En un Stellarator (figura 2.6) el campo poloidal es producido por corrientes externas al plasma, es decir, es la forma de las bobinas la que permite que las líneas de campo se enrosquen y el plasma quede confinado. Fue inventado por Lyman Spitzer y los primeros dispositivos fueron construidos en el laboratorio de física de plasma de Princeton en 1951.

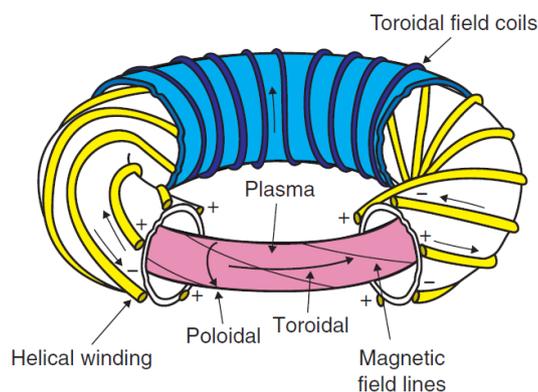


Figura 2.6 Esquema de un stellarator. Las bobinas exteriores proporcionan el campo toroidal, mientras que las bobinas helicoidales interiores proporcionan el campo poloidal que permite que el campo se tuerca, de modo que las líneas de campo magnético se muevan en espiral dentro la cámara. El campo toroidal es mucho más intenso que el campo poloidal.

Puesto que la opción considerada en este estudio para el reactor de demostración DEMO es la de un Tokamak solo nos centraremos sobre el confinamiento magnético y sobre este modelo de reactor.

2.2.2 Ignición del plasma

Hablando de los criterios para el confinamiento es imprescindible mencionar otro concepto que se maneja con frecuencia en relación a los balances de energía, que es el de *ignición* o encendido de un plasma.

La reacción DT produce un núcleo de helio (una partícula *alfa*) y un neutrón. La energía desprendida por una reacción de fusión se reparte entre la partícula alfa, que contiene el 20% de la energía total, y el neutrón, que lleva el 80%.

El neutrón carece de carga eléctrica con lo cual no resulta afectado por el campo magnético. Escapa desde el plasma, penetra en las estructuras que lo envuelven y a las cuales transfiere su energía y reacciona con el litio de la envoltura regeneradora produciendo el combustible tritio. Parte de su energía de fusión se convierte en calor y luego en electricidad que proporciona la salida de una planta de potencia.

La partícula alfa tiene carga positiva, queda atrapada por el campo magnético y su energía se utiliza para calentar el plasma. Al principio se necesita una fuente externa de energía para incrementar la temperatura del plasma. Luego, a medida que la temperatura aumenta, aumenta el número de reacciones de fusión y las partículas alfa proporcionan más potencia de calentamiento. Finalmente el calentamiento alfa resulta suficiente por sí mismo y la reacción de fusión se automantiene. Este punto es conocido como *ignición*.

La condición para la ignición en el confinamiento magnético se calcula igualando el calentamiento debido a las partículas alfa con la velocidad a la cual el plasma pierde energía. Se dice que un plasma termonuclear ha alcanzado el estado de ignición o encendido cuando la energía de fusión producida (o parte de ella) puede ser reabsorbida manteniendo la temperatura constante. El plasma habrá llegado entonces a una situación autosostenida, donde ya no es necesario que se suministre energía del exterior. Esta condición es más restrictiva que la versión precedente propuesta por Lawson porque solo el 20% de la energía de fusión se usa para calentar el plasma (en lugar del 33%).

En la figura 2.7 se muestran los dos criterios en función de la temperatura, para la reacción deuterio-tritio. El régimen de operación de un reactor termonuclear debe quedar por encima de estas curvas; o sea, para una temperatura T en el rango 10-20 keV, el producto de la densidad del plasma por el tiempo de confinamiento, $n \cdot t_E$, ha de ser del orden de 10^{14} s/cm³ o mayor.

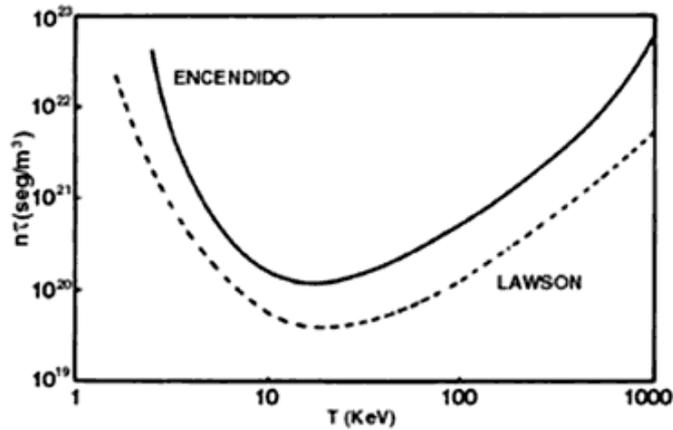


Figura 2.7 Valores del producto de la densidad del plasma n por el tiempo en el que permanece confinada su energía t , necesarios para el emparejamiento de pérdidas y ganancias (criterio de Lawson) y para el encendido, ambos en función de la temperatura del plasma.

El parámetro Q , representa la ganancia y se define como:

$$Q = \text{energía producida por fusión} / \text{energía total invertida.}$$

Para que la fusión pueda ser utilizable se requiere que Q sea mayor que uno. El criterio de emparejamiento de pérdidas y ganancias (Lawson) se expresa en estos términos como $Q = 1$, y es la primera meta que se debe alcanzar.

El proyecto, al que se ha dado el nombre de ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*) [4] (figura 2.8) y que también es una palabra del latín que significa "el camino") será el primer reactor de fusión experimental y deberá demostrar la viabilidad científica de la fusión consiguiendo una ganancia energética $Q > 10$ durante 500 s y $Q > 5$ durante 1500 s. Es decir con una potencia de calentamiento externa de 40 MW se debería conseguir una potencia de fusión de 410 MW. Debido a que el desarrollo de la energía de fusión es una respuesta a una necesidad mundial, ITER se está construyendo (en Cadarache, Francia) a través de una colaboración internacional entre grupos de investigación y la industria de distintos países suponiendo un esfuerzo ambicioso y arduo de integración tanto de tecnología como de capacidades.

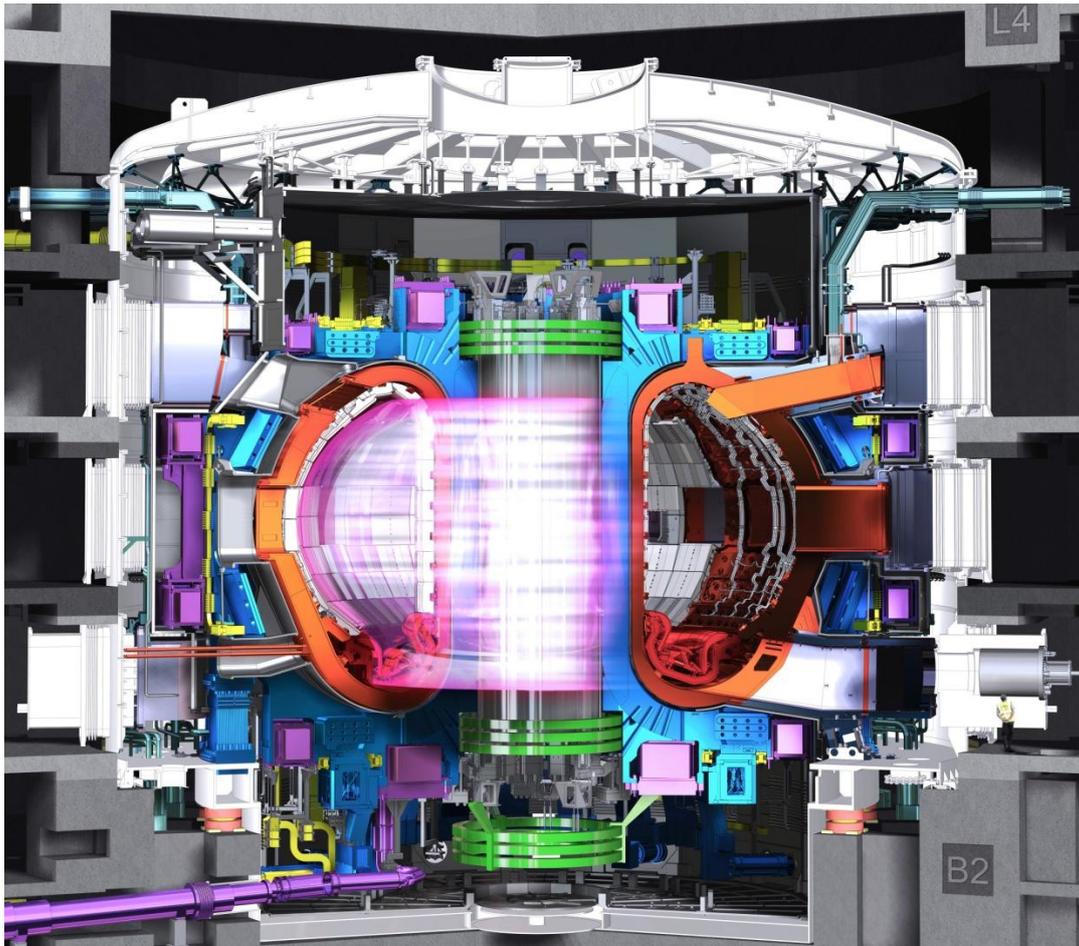


Figura 2.8 Modelo del tokamak ITER, con su plasma (Design Integration Section, July 2013 www.iter.org [4]).

La figura 2.9 muestra la situación de ITER respecto a las condiciones logradas en los experimentos realizados con todos los dispositivos construidos hasta ahora y, como puede verse, se situará por encima de la condición de emparejamiento, consiguiendo la ignición en condiciones de pulsos largos. El futuro reactor comercial DEMO deberá conseguir la ignición en estado estacionario⁵.

El diseño de ITER sigue en la línea de utilizar plasmas de grandes dimensiones (837 m³) para mejorar el confinamiento. Las dimensiones que se están considerando hasta la fecha son: radio mayor 6.2 m, y radio menor 2 m, para un total de ~1000 m³ (es decir tres veces las maquinas actuales JET y JT-60). El campo magnético toroidal, en cambio, no se plantea incrementarlo substancialmente en relación a los usados en la actualidad; será del orden de 5 Teslas. La corriente del plasma se aumentará hasta 20 MA, pero se tratará de disminuirla en diseños posteriores para mejorar el tiempo de confinamiento el cual varía inversamente a la corriente.

⁵ En abril de 2013 se ha establecido una nueva hoja de ruta para la construcción de un reactor DEMO a más corto plazo utilizando tecnologías maduras y existentes y para el cual se prevé un régimen de funcionamiento pulsado.

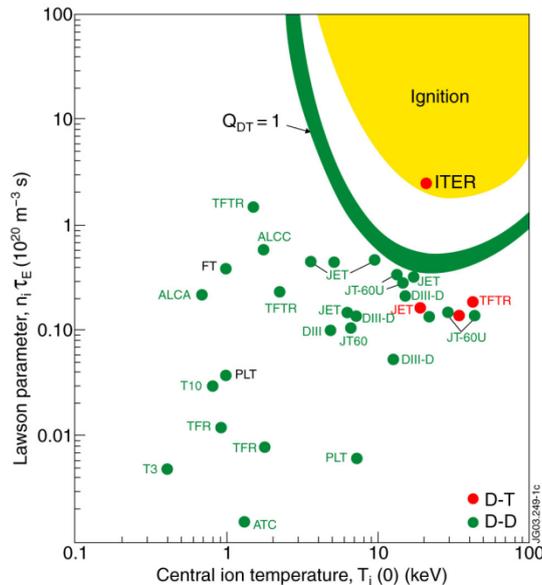


Figura 2.9 Posición de los experimentos realizados hasta ahora en distintos reactores de fusión y la que se pretende alcanzar con ITER, en relación a las condiciones de ignición y de emparejamiento.

2.3 LAS TRES ETAPAS HACIA UNA PLANTA DE POTENCIA

Los tres grandes tokamaks - JET (Europa), TFTR (Estados Unidos) y JT-60 (Japón) - construidos en la década de 1970 para demostrar el aumento de la energía de fusión con el tamaño de la máquina y para acercarse lo más posible a las condiciones de producción neta de energía, junto con otros experimentos realizados a menor escala, permitieron alcanzar condiciones muy cercanas a las requeridas para la fusión. En otros experimentos utilizando plasmas DD se han alcanzado y superado la temperatura y la densidad necesarias para la ignición aunque JET y TFTR han ido más allá utilizando plasmas DT.

Tres grandes pasos están previstos para llegar a una planta de fusión comercial basada en el concepto tokamak.

El primer paso, para demostrar que la fusión es *viable científicamente*, se ha logrado con los tres grandes tokamak: TFTR, JET y JT-60U.

El próximo paso requiere la realización de una máquina de mayor tamaño, como ITER, donde se probarán muchas de las técnicas necesarias para una planta de potencia (bobinas superconductoras⁶, producción de tritio, etc.). Este tendrá que demostrar que la fusión es *técnicamente viable*.

⁶ Muchos experimentos por confinamiento magnético utilizan bobinas de cobre refrigeradas por agua. Pero cuando se escala a tamaños como el de ITER estas bobinas convencionales consumirían un fracción muy elevada de la electricidad generada reduciendo la producción neta de energía. La solución a esto es usar bobinas superconductoras hechas por materiales especiales que refrigerados a temperaturas muy bajas no ofrecen ninguna resistencia a la corriente eléctrica. Un imán superconductor es un electroimán fabricado a partir de espiras de alambre de un material superconductor. Durante su funcionamiento deben estar refrigeradas para mantenerlas a temperaturas criogénicas. En su estado superconductor el alambre puede conducir una corriente eléctrica mucho mayor que la que soporta un alambre común, creando campos magnéticos intensos. Los imanes superconductores pueden producir campos magnéticos mayores que los electroimanes convencionales más poderosos y pueden ser más

El tercer paso, conocido como DEMO, deberá llevar a la construcción de un prototipo de tamaño entero de una planta de potencia de fusión que produzca electricidad de forma rutinaria y fiable para demostrar que la fusión es *comercialmente viable*.

La extrapolación para plasmas del tamaño de ITER de los tiempos de confinamiento y otros parámetros obtenidos a partir de medidas hechas en experimentos más pequeños presenta grandes dificultades a la hora de calcular la difusión de partículas y la conducción de calor desde la teoría de plasmas. Los procesos básicos que causan pérdidas energéticas en un tokamak se conocen, pero la física es tan compleja que la tasa de pérdida real no puede calcularse con suficiente precisión para remplazar los datos empíricos.

Los estudios de *escalado de plasma* establecen los parámetros claves y cuantifican como el confinamiento depende de estos. La aproximación empírica está a la base de todos estos estudios. Un parámetro muy importante resulta ser la corriente de plasma y con base este escalado la extrapolación para el tiempo de confinamiento indica que se necesita un mínimo de 20 millones de amperios (20 MA) para alcanzar la ignición en un tokamak. Para un radio del plasma y un campo magnético toroidal dados existen límites sobre la corriente máxima así que dicha corriente requiere un tokamak aproximadamente 3 veces más grande que JET.

En la figura 2.10 se observa una comparación entre la mayor maquina existente en la actualidad, JET, el reactor ITER y el posible futuro reactor DEMO.

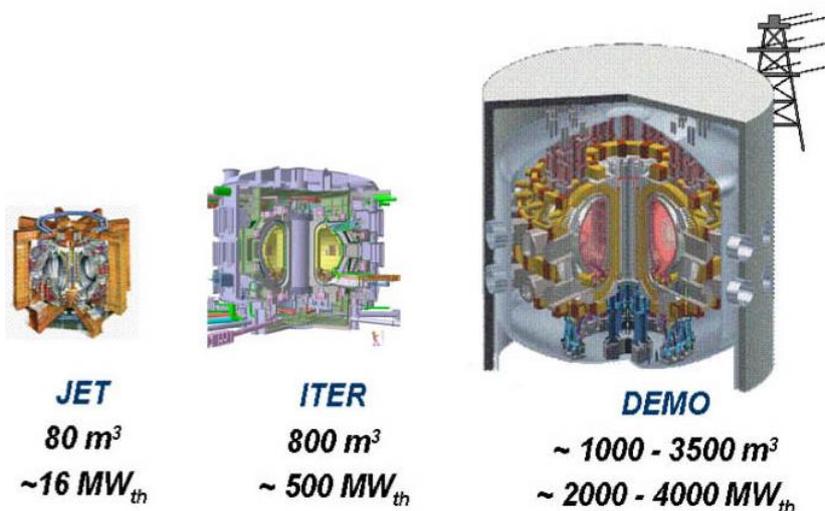


Figura 2.10 Comparación de dimensiones y potencia entre la mayor maquina tokamak existente, JET, el reactor ITER actualmente en construcción y el posible futuro reactor DEMO.

económicos de operar ya que no se disipa energía en forma de calor en sus bobinados. Se utilizan en la construcción de máquinas de imágenes por resonancia magnética usadas en hospitales, y en equipos científicos tales como espectrómetros de masa y aceleradores de partículas.

2.4 CONFIGURACIÓN DE UNA PLANTA DE FUSIÓN

Una planta de potencia de fusión estará constituida por una serie de estructuras contenidas unas dentro de otras, tal como se muestra esquemáticamente en la figura 2.11. Dichas capas son aproximadamente concéntricas para una planta de potencia con confinamiento inercial, donde la geometría será esférica, mientras que las capas de una planta de potencia con confinamiento magnético serán toroidales y con sección aproximadamente en forma de D.

El plasma quemado (*burning*) forma el núcleo del reactor, la superficie que lo recubre se llama Primera Pared (*First Wall*). Detrás de esta estará la Envoltura Regeneradora (*Breeding Blanket*), seguida por un Blindaje neutrónico (*Shield*), la Cámara de Vacío (*Vacuum Vessel*), las Bobinas magnéticas de campo toroidal y poloidal (*TF y poloidal coils*) y un blindaje secundario (el Blindaje biológico o *Bioshield*) para reducir la radiación a los niveles requeridos para garantizar la seguridad del personal que trabaja en las cercanías. El *Divertor* está ubicado antes de la cámara de vacío y debajo del plasma: su función es evacuar los gases calientes (helio y deuterio y tritio no quemados) eliminándolos del plasma.

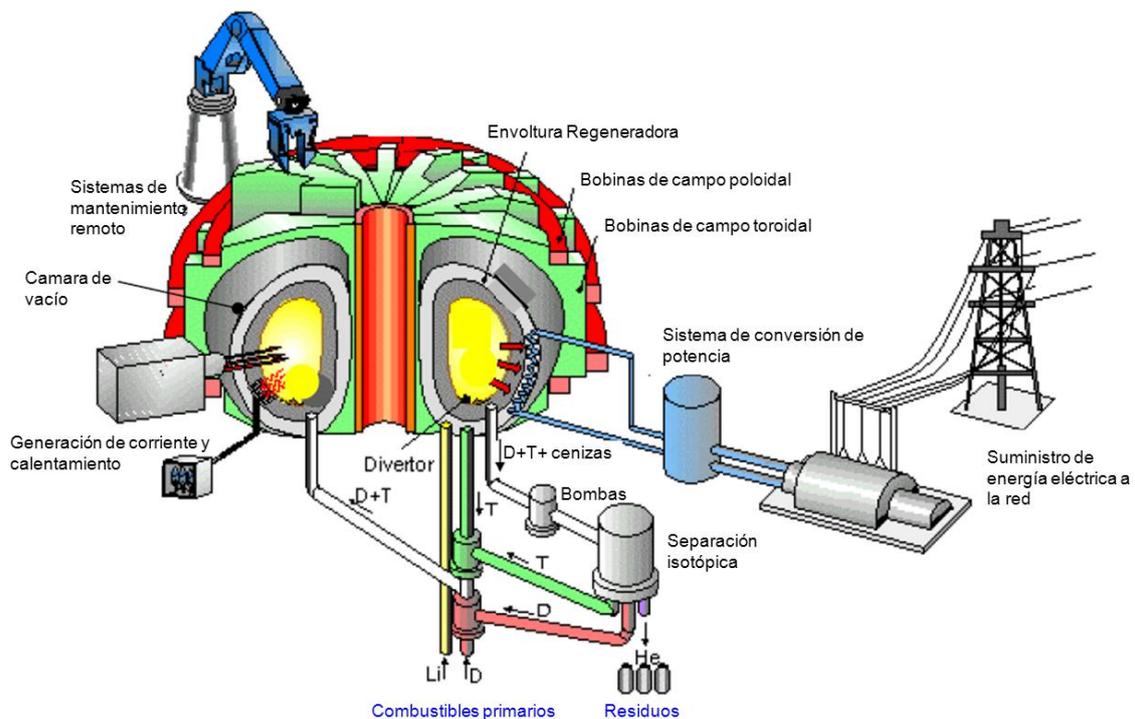


Figura 2.11 Esquema de una planta de fusión.

Se espera que el flujo de potencia medio en la primera pared tenga un valor típico de varios megavatios por metro cuadrado (MW m^{-2}), pero es importante recordar que el 80% de la potencia proveniente de las reacciones DT es transportada por los neutrones, los cuales pasan a través de la pared sin depositar mucha potencia en ella. Los neutrones se termalizan en la envoltura regeneradora depositando la mayor parte de su energía en el primer medio metro, aunque la distancia depende de la composición del regenerador (*breeder*) y de los materiales estructurales. El 20% restante de la energía de fusión la llevan las partículas alfa y se transfiere al plasma.

En los reactores de fusión basados en confinamiento magnético, aproximadamente la mitad de la energía del plasma se deposita en el divertor. Si se deposita uniformemente, el flujo de calor directo sobre la primera pared será menor de $1\text{MW}/\text{m}^2$. Así que la primera pared, la envoltura y el divertor se calientan y requieren refrigeración por agua a presión o por helio, y esta es la manera en la cual la potencia de fusión será extraída y convertida en electricidad. El refrigerante primario pasa por un intercambiador de calor produciendo vapor que se utiliza para mover turbinas y generadores como en una planta de potencia convencional.

Para que la operación de la planta resulte económicamente rentable se requieren altos flujos de potencia y altas eficiencias térmicas, lo cual implica altas temperaturas de operación. Los materiales estructurales tienden a deformarse cuando operan bajo estas condiciones y esto puede constituir un factor determinante que limite la elección de los mismos. Un flujo de potencia alto pone restricciones severas sobre el diseño mecánico y térmico de las superficies en contacto con el plasma (primera pared). El problema es complejo ya que estas superficies sufren una fuerte erosión debida a las partículas y a la radiación. La elección de los materiales para esta zona entonces queda restringida por la necesidad de usar materiales que minimicen la erosión y que tengan buena resistencia al calor. Para el confinamiento magnético el problema resulta todavía más acentuado en las superficies del divertor que está sujeto a flujos de calor localizado muy altos.

La construcción toroidal de la planta de potencia en la cual las capas interiores quedan encerradas en las más externas, puede crear dificultades en el mantenimiento y reparación, y esto hay que tenerlo en cuenta a la hora de diseñar el reactor. La primera pared y la envoltura regeneradora deben tener entradas para los sistemas de calentamiento y de escape y para los diagnósticos. Algunos componentes requerirán sustituciones regulares a lo largo del tiempo de operación de la planta. Las estructuras alrededor del plasma se volverán radioactivas y por esto no será posible actuar manualmente sobre ellas una vez que la planta se haya puesto en marcha; por esto será necesario utilizar técnicas de extracción de los componentes mediante robots guiados por control remoto (*remote-handling*). Algunas de las técnicas de manipulación remota se están desarrollando y probando actualmente en instalaciones experimentales como JET.

2.5 REACTOR DE FUSIÓN CON ENVOLTURA REGENERADORA LÍQUIDA DE DOBLE REFRIGERANTE He/LiPb (DCLL)

2.5.1 Estado del arte del concepto de Envoltura DCLL

El diseño de reactor elegido para el presente trabajo se basa en el concepto y en los parámetros de plasma del **Modelo C** desarrollado en el marco del Estudio Conceptual de Plantas de Potencia de Fusión Europeas (EU Fusion PPCS, *European Fusion Power Plant Conceptual Study*, 2005) [5]. Este estudio plantea cuatro modelos de planta de fusión basados en distintas envolturas regeneradoras y sistemas de refrigeración: uno de ellos constituido por regenerador sólido y los otros tres por regenerador en forma de metal líquido. De estos tres uno está refrigerado por helio, uno es auto-refrigerado y uno tiene doble refrigerante: el propio regenerador (LiPb) y el helio.

Este último diseño conceptual, denominado *Modelo C* en el estudio mencionado, se basa en una envoltura regeneradora de litio-plomo y con doble sistema de refrigeración (*Dual Coolant Lithium-Lead*, DCLL) cuyo nombre es debido a que el helio y el litio-plomo funcionan ambos de refrigerantes. Es un concepto muy atractivo en el camino hacia el desarrollo de un reactor de potencia debido a que la refrigeración de la estructura por helio permite mantener la temperatura del acero por debajo de 550 °C (límite de deformación del acero) y la de la interfaz acero/LiPb inferior a 480 °C (límite de corrosión), mientras que la refrigeración del metal líquido por sí mismo hace que la temperatura del regenerador pueda estar por encima de la temperatura de la estructura permitiendo una eficiencia elevada en el sistema de conversión de potencia.

El primer diseño de envoltura de doble refrigerante helio y litio-plomo, DCLL, fue elaborado en el marco de los Estudios Europeos de comparación y selección de envolturas (EU BCSS, *European blanket comparison and selection study*, 1994), como se describe en [6], en los cuales el metal líquido (LiPb) estaba aislado eléctricamente de los conductos en los que fluye, por medio de una capa de alúmina. Debido a que, en el ejercicio de selección mencionado, los revestimientos (*coatings*) de alúmina se consideraron como un desarrollo de gran riesgo, se evaluó la posibilidad de usar sándwiches de acero/alúmina/acero como inserciones de canales según se había propuesto por primera vez en un estudio de 1986 [7]. Con este diseño se conseguía una eficiencia térmica del sistema de conversión de potencia en torno al 34%.

El siguiente paso se dio en 1997 durante el estudio para el reactor ARIES-ST en el cual se planteó el uso de inserciones hechas por composites de SiC de 5-10 mm de espesor y que funcionaban como aislantes eléctricos y térmicos. El aislamiento térmico permitía subir la temperatura de salida del metal líquido de 425 a 700 °C. La temperatura de salida tan elevada del LiPb hacía posible el uso de un ciclo Brayton con una eficiencia del ~ 45% [8][9].

A partir de estas primeras aplicaciones el concepto de envoltura DCLL se adoptó en estudios de plantas de potencia en Europa [10], China [11][12] y Estados Unidos

[13] y fue seleccionado como referencia para los programas americano [14][15] y chino [16][17] de Test Blanket Modules (TBM) para ITER. Además, la idea de utilizar aceros ferríticos con dispersión de óxido reforzado (ODS) como material estructural, propuesta en un estudio europeo de 1999 (*European Power Plant Availability - PPA - study*) [18], se mejoró en 2002 durante los EU PPCS en los cuales se proponía el uso de una primera pared chapada con una capa de 2-3 mm de acero ODS, el cual proporciona resistencia a alta temperatura, y acero RAFM EUROFER para el resto de la estructura del *blanket*.

Estados Unidos ha seguido estudiando y desarrollando muchos aspectos del concepto DCLL, especialmente para ARIES e ITER [19], mientras que Europa ha dedicado en los últimos años muy pocos esfuerzos para su estudio y mejora. Por su parte y desde el año 2009, España ha contribuido a tal desarrollo y se están finalizando actualmente las actividades del proyecto TECNO_FUS dentro del cual se enmarca este trabajo. Parcialmente gracias al empuje español de los últimos 5 años, se ha vuelto a introducir el concepto DCLL en los programas de fusión Europeos. De hecho, siguiendo en la evolución de este concepto, España está liderando el desarrollo completo de un DEMO pulsado con envoltura DCLL modular en el marco de las actividades establecidas dentro del acuerdo *EUROfusion* entre instituciones europeas para los próximos 4 años (2014-2018).

2.5.2 Modelo de referencia

Tal como se ha explicado en el apartado anterior, el diseño de referencia ha sido el **Modelo C** (figura 2.12) descrito en el estudio conceptual PPCS. En dicho diseño, el helio a presión (8 MPa) es el refrigerante utilizado para la primera pared, las estructuras de acero y el divertor, mientras que el metal líquido Pb-17Li se utiliza no solamente como material regenerador de tritio sino también como sistema de refrigeración para la envoltura regeneradora.

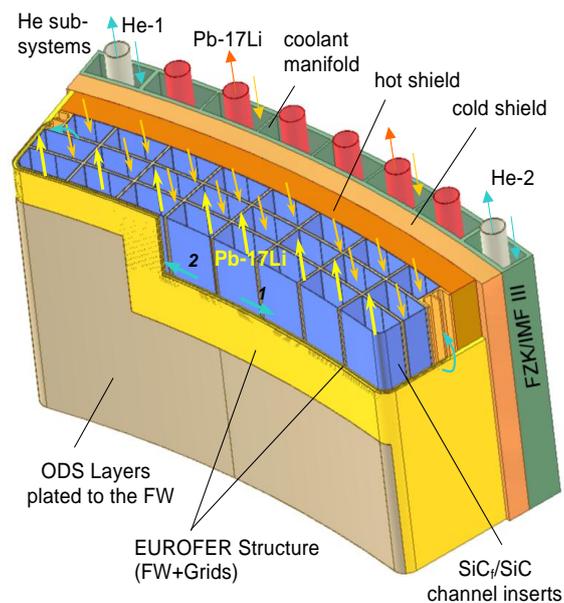


Figura 2.12 Modelo C con envoltura a doble refrigerante (dual coolant breeding blanket), módulo ecuatorial exterior [5].

El material estructural es, principalmente, un acero ferrítico de baja activación (EUROFER), aunque en la zona de mayor temperatura (de cara al plasma) se utiliza un acero RAFM (*reduced-activation ferritic/martensitic*) reforzado con dispersiones de óxidos.

Las inserciones de canales (*flow channel inserts*, FCIs), para los canales de LiPb, están realizadas en carburo de silicio, SiC_r/SiC , y funcionan como aislantes térmicos y eléctricos (no tienen función estructural). El aislamiento térmico permite mayores temperaturas de operación para el LiPb, lo cual mejora la eficiencia térmica (el LiPb entra en los módulos a 460 °C y sale a 700 °C, que está por encima de la temperatura máxima de utilización para el acero), mientras que el aislamiento eléctrico evita los efectos magneto-hidrodinámicos (MHD) (perdidas de presión) que se observarían al bombear el metal-líquido a velocidades elevadas. Las eficiencias elevadas de los sistemas de conversión de potencia permiten usar un ciclo Brayton (una turbina de gas helio de ciclo cerrado).

El blindaje de los modelos conceptuales PPCS suele estar constituido por dos tipos, llamados de baja y de alta temperatura (*cold y hot shield*, respectivamente). La parte formada por el blindaje de baja temperatura (*cold shield*), el colector de refrigeración (*coolant manifold*) y la cámara de vacío (*vacuum vessel*) constituye la parte fija, mientras que los módulos de la envoltura regeneradora (*breeding blanket*) y el blindaje de alta temperatura (*hot shield*) constituyen la parte removible, que se prevé sustituir aproximadamente cada 5-6 años. El diseño elaborado en este trabajo utiliza inicialmente un único blindaje que funciona además como colector de los canales de refrigeración de helio de la envoltura (*breeding zone*).

En el *Modelo C* (así como en los otros modelos conceptuales desarrollados para el PPCS) se adopta una segmentación de las envolturas regeneradoras en módulos capaces de soportar más fácilmente el estrés térmico y hacer frente a las fuerzas causadas por las interrupciones. Se trató de que fueran módulos lo más largos posible con la única limitación impuesta por el tamaño de los puertos ecuatoriales [5][20]. El número de módulos en los modelos del PPCS varía entre 150 y 200 "módulos largos".

Los diseños de los reactores ARIES-RS [21] y DREAMS [22] llevaron esta lógica al extremo segmentando internamente el reactor en "sectores largos" y manejando cada sector entero como una unidad individual. El número de sectores lo determinaba el número de bobinas de campo toroidal. Este esquema de mantenimiento también se evaluó en Europa [23] a los principios del PPCS.

En el diseño desarrollado en el presente trabajo se han considerado "segmentos en forma de banana" (*banana-shaped segments*), es decir, envolturas regeneradoras continuas sin división modular. Esta opción, aunque podría resultar más problemática desde el punto de vista estructural y de pérdidas por MHD, es muy interesante para acelerar las operaciones de mantenimiento y reducir así los tiempos de parada del reactor.

Una solución intermedia que se está considerando en la actualidad y que viene de propuestas recientes [20][24][25] es el sistema de "segmentos multi-modulares"

(*Multi-Module-Segments*), MMS, en los cuales se mantiene la estructura modular de la envoltura pero el colector (*Manifold*) y el blindaje (*Shield*) son comunes a toda la envoltura en forma de "banana", con lo cual, perfeccionando las técnicas de manipulación por control remoto (*remote-handling*), se pueden remover todos los módulos de un segmento a la vez y hasta de un sector entero.

Alrededor del 15 % de la energía térmica se deposita en el divertor que al mismo tiempo actúa como trampa para las impurezas del plasma. Para la refrigeración se suele utilizar helio debido a su compatibilidad con los otros materiales y porque asegura una buena integración del divertor con el sistema de conversión de potencia. Además la temperatura elevada del helio a la salida es favorable para incrementar la eficiencia térmica. Como este trabajo está enfocado sobretodo en el análisis neutrónico de la envoltura regeneradora, del blindaje, de la cámara de vacío y de la bobina toroidal, las características y las distintas opciones para el divertor no han sido objeto de estudio, aunque para resultar más conservadores se ha optado por una refrigeración con agua para dicho divertor [5].

Este diseño ha constituido la referencia conceptual para el desarrollo del DCLL utilizado en todas las actividades del proyecto TECNO_FUS y por ende en los análisis y optimizaciones neutrónicas aquí realizadas. La expresión "referencia conceptual" quiere indicar que se han adoptado los mismos materiales funcionales (litio-plomo y helio) para la envoltura regeneradora. En la envoltura también se ha adoptado el mismo material estructural (Eurofer) pero, como se dijo antes, aplicándolo a una estructura constituida por canales continuos en lugar de una estructura modular.

Para el blindaje y tal como ya se ha indicado, se ha empezado con un concepto distinto, sin diferenciar entre blindaje de alta y de baja temperatura, pero empleando inicialmente el mismo material estructural (Eurofer) que el Modelo C, aunque durante el proceso de optimización se ha ido modificando tanto el material como la estructura misma para mejorar la respuesta neutrónica del diseño.

En el capítulo 4 se exponen de forma exhaustiva las características del diseño de reactor desarrollado en el marco del programa CONSOLIDER TECNO_FUS describiéndose las características de los componentes, su geometría y la elección de los materiales adoptados inicialmente. Se han utilizado los mismos parámetros de la fuente de neutrones y de las dimensiones del plasma (como se verá en la sección 4.1), mientras que el resto, tanto la estructura radial como los materiales de los demás componentes del reactor han sido diferentes adaptándolos paso a paso a las necesidades de producción de tritio y de blindaje (capítulos 5 y 6).

Sobre el modelo C de referencia se realizaron distintos cálculos neutrónicos en el año 2003 [26] aunque bastante preliminares y sobre magnitudes neutrónicas globales. En este trabajo la neutrónica se aborda de una manera muy detallada, empezando por la evaluación de parámetros globales para las optimizaciones iniciales y definiendo luego funciones respuesta específicas para una optimización más cuidadosa y que pudieran servir de datos de partida para otros campos de estudio.

3 HERRAMIENTAS PARA EL ANÁLISIS NEUTRÓNICO

En este capítulo se argumenta sobre la elección de los códigos en los que radica la metodología utilizada, necesarios para abordar la simulación del transporte de la radiación mediante método Monte Carlo y poder evaluar los parámetros de funcionamiento del reactor, el análisis de activación del LiPb para la estimación de la dosis al individuo más expuesto en caso de escape accidental de regenerador (una evaluación preliminar de la que se hablará en el capítulo 5.3) y el modelado de la geometría del reactor. Por lo tanto, se va a debatir sobre la elección de:

- CÓDIGO DE MONTE CARLO
- CÓDIGO DE ACTIVACIÓN
- LIBRERÍAS DE DATOS NUCLEARES
- INTERFAZ CAD/MC

3.1 CÓDIGO DE MONTE CARLO PARA LA SIMULACIÓN DEL TRANSPORTE DE LA RADIACIÓN: MCNP

Los análisis nucleares en fusión presentan algunos de los problemas más desafiantes en cuanto a blindaje de la radiación y simulación del transporte. Existen muchos códigos Monte Carlo (MC), en estos campos, desarrollados para cumplir los requerimientos computacionales, pero el código MCNP [27][28] es, y ha sido durante décadas, el código de referencia para los análisis nucleares de fusión, de fisión y el estándar "de facto" en la industria. Además MCNP es el código de referencia para los cálculos de transporte para ITER. Hay varias razones en las que radica su dominio:

- Está basado en el potente método de simulación del transporte de la radiación por Monte Carlo (MC)
- Tiene alta resolución energética y trata los procesos de dispersión
- Dispone de secciones eficaces evaluadas y con pruebas de QA para fusión
- Tiene una gran base de usuarios y de documentación
- Dispone de una gran base de datos de ejercicios de comparación experimentales en problemas de fusión (y fisión) [29].

No obstante, recientemente, han surgido preocupaciones debidas a la reciente introducción por parte del DoE Americano de ciertas limitaciones en al acceso a la versión actual del código fuente y de los ejecutables de MCNP. Además con vista a la creación de un único código MC Europeo validado en aplicaciones de fusión la comunidad de fusión Europea ha realizado un estudio de comparación entre códigos MC [30].

En este estudio se han considerado inicialmente 14 códigos como alternativa a MCNP5: TRIPOLI 4, MCBEND 11, SERPENT 2, PHITS, MERCURY, MC21, COG 11,

MONACO, GEANT 4, MCU, VIM, FLUKA, TART y MORSE. El único requerimiento en este estado inicial ha sido que se basasen en el método Monte Carlo para la simulación del transporte neutrónico, en una geometría generalizada y en el rango de energía para fusión (de 0 a 20 MeV).

De estos se han excluido los que presentan restricciones de exportación, militares o legales. Los 8 códigos restantes: MCNP5 [28], TRIPOLI4 [31], SERPENT2 [32], MCBEND11 [33], PHITS [34], MCU5 [35], GEANT4 [36] y FLUKA [36], son disponibles sin restricciones, por lo menos a nivel de ejecutables.

Se ha realizado entonces una evaluación de cada uno de estos códigos bajo 20 distintos criterios relevantes en los análisis de fusión nuclear, correspondientes a prestaciones incluidas en 6 diferentes categorías técnicas: modelado, física, aceleración, garantía de calidad (QA), funcionalidad y nivel de desarrollo. Los costes están incluidos en un criterio extra, no técnico. Además los criterios están clasificados en dos niveles de prioridad, P1 y P2.

Se ha ideado un sistema de puntuación con el fin de producir una evaluación cuantitativa, aunque sin refinar. Cada criterio se ha calificado con 2, 1 o 0 puntos, la puntuación total es la suma ponderada de todos los criterios, con P1 ponderación doble que P2. Criterios y sistema de puntuación se ilustran en la Tabla 3.1.

La Tabla 3.2 resume los resultados de la evaluación. En general todos estos códigos son idóneos para los análisis nucleares en fusión aunque con distintos grados de aplicabilidad dependiendo de sus prestaciones, sobre todo en términos de modelado, física y algoritmos de aceleración. De hecho, difieren en sus capacidades actuales y algunos muestran limitaciones significativas. Mientras algunos códigos se pueden considerar maduros y validados en aplicaciones nucleares de fusión, otros requieren un esfuerzo sustancial en su desarrollo para lograr estos objetivos. En particular:

- ❑ TRIPOLI es un código maduro ya validado en aplicaciones para fusión y sería el primer candidato en sustituir MCNP. El mayor problema es debido a que el código fuente no está disponible;
- ❑ SERPENT es un código abierto (*open-source*) muy prometedor pero requiere un esfuerzo sustancial de desarrollo, ya que actualmente no tiene capacidad para simular el transporte acoplado neutrón-gamma, lo que es esencial para las simulaciones neutrónicas en fusión. Además necesitaría ser validado en aplicaciones de fusión.
- ❑ GEANT es un conjunto de herramientas basadas en C++ y necesitaría ser adaptado para este propósito.
- ❑ FLUKA requiere investigar más por sus capacidades para manejar geometrías complejas como DEMO y fuentes de neutrones de plasma ya que de momento parece muy difícil tratar con ellas. Otra limitación de FLUKA está en el uso de librerías de datos nucleares, ya que solo se pueden utilizar las que están incluidas en el código y en un formato especial no pudiendo procesar otras librerías con los códigos existentes, como NJOY. Es una práctica común por ejemplo en MCNP y permite al usuario flexibilidad a la hora de seleccionar las librerías de datos como FENDL o JEFF, dedicadas a aplicaciones de fusión.

Por todas estas razones el código MCNP ha sido elegido para este trabajo.

Además, como veremos en la sección 3.3 el código MCNP toma los datos en el formato ENDF⁷ es decir, datos de secciones eficaces puntuales. El uso de datos por puntos significa que no hay aproximación o media en los datos de las secciones eficaces y por ende se consigue una representación del transporte muy buena.

Y, por último, pero no menos importante, el código fuente está disponible lo cual significa que se ha podido modificar el código para responder a las necesidades de este trabajo añadiendo una subrutina para la simulación correcta de la fuente de fusión, como se verá en el capítulo 4.4.

⁷ Evaluated Nuclear Data File

Tabla 3.1 Criterios y sistema de puntuación de los códigos de simulación del transporte de la radiación por Monte Carlo.

no.	category	criterion	acron	priority	description	scoring
1	modelling	geometry	GEO	1	complexity and size sufficient to represent magnetic fusion devices	(2) available, (0) not available
2		materials	MAT	1	complexity sufficient to represent isotopic compositions and tens of nuclides per material	(2) available, (0) not available
3		source	SRC	1	complexity sufficient to represent complex, distributed, volumetric sources and fusion energy spectrum	(2) available, (0) not available
4	physics (see note 1)	photon transport	PHO	1	availability of photon transport models	(2) available, (0) not available
5		coupled neutron-photon	NP	1	availability of coupled neutron/photon transport models	(2) available, (0) not available
6		transmutation	TRAN	1	availability of fusion-specific transmutation and shutdown dose rate physics models	(2) available, (0) not available
7		resolution	RES	2	energy resolution for resonance physics treatment and angular resolution for streaming	(2) pointwise, (1) >10,000 groups, (0) <10,000 groups
8	acceleration	variance reduction	VR	1	availability of sophisticated variance reduction acceleration methods to tackle deep penetration	(2) available, (0) not available
9		parallelisation	PAR	1	algorithms designed for parallel computation in HPC computer clusters (MPI) or GRID infrastructure	(2) available, (0) not available
10	quality assurance	nuclear data	DAT	1	availability of fusion-evaluated nuclear data (JEFF 3.1.1 or FENDL)	(2) available, (0) not available
11		documentation	DOC	1	availability of documentation such as manuals, test cases, QA reports, etc	(2) extensive, MCNP-like or better, (1) some, (0) none or nearly none
12		solution quality	SQ	2	availability of standardised and tested methods for checking result convergence and quality	(2) available, (0) not available
13		verification and validation	VV	2	availability of code intercomparisons and experimental benchmarks	(2) extensive, fusion and fission, (1) extensive, fission only, (0) none or nearly none
14	functionality	CAD input	CAD	1	CAD tracking or geometry translation capability	(2) available, (0) not available
15		output	OUT	2	automated high-resolution output production capability	(2) available, (0) not available
16		visualisation	VIS	2	geometry and output visualisation capability	(2) geometry and output, (1) either, (0) none
17		user base	USER	2	large user base and communication channels such as forums, user websites and email lists	(2) extensive, MCNP-like or better >1,000, (1) some >50, (0) none or few <50
18		GUI	GUI	2	graphical user interface	(2) available, (0) not available
19	development	source code	SC	2	availability of source code	(2) available, (0) not available
20		modern language	ML	2	modern language and architecture	(2) post 1990, (0) pre 1990
21	non-technical	cost	COST	2	commercial nature	(2) commercial, (0) not commercial

note 1: physics models need be in fusion energy range, 0-20 MeV

Tabla 3.2 Resumen de los resultados de la evaluación con puntuación de los códigos MC seleccionados.

category	code	institute	MCNP5 (LANL) US	TRIPOLI 4 (CEA) France	PHITS (JAEA) Japan	MCBEND 11 (ANSWERS) UK	GEANT 4 (CERN) EU	SERPENT 2 (VTT) Finland	FLUKA (CERN) EU	MCU 5 (KURCHAT) Russia
modelling	1	GEO	2	2	2	2	2	2	2	2
modelling	2	MAT	2	2	2	2	2	2	0	2
modelling	3	SRC	2	2	2	2	2	2	2	2
physics	4	PHO	2	2	2	2	2	2	2	2
physics	5	NP	2	2	2	2	0	2	2	2
physics	6	TRAN	0	0	0	0	0	0	0	0
physics	7	RES	2	2	2	2	1	2	0	2
acceleration	8	VR	2	2	2	2	0	0	0	2
acceleration	9	PAR	2	1	2	0	2	2	2	2
QA	10	DAT	2	2	2	2	2	2	0	0
QA	11	DOC	2	2	1	2	2	1	2	1
QA	12	SQ	2	2	0	2	0	0	2	0
QA	13	VV	2	2	1	1	0	1	0	1
functionality	14	CAD	2	2	2	2	0	0	0	0
functionality	15	OUT	2	2	2	2	2	2	2	2
functionality	16	VIS	2	2	2	2	2	2	2	2
functionality	17	USER	2	1	0	1	2	2	2	1
functionality	18	GUI	0	2	0	2	2	0	2	0
development	19	SC	0	0	2	0	2	2	2	0
development	20	ML	2	2	0	2	2	2	0	2
non-technical	21	COST	2	2	2	0	2	2	2	0
		total	58	57	51	50	49	43	40	40

*Esquema de colores: verde= criterio P1 cumplido; naranja= criterio P1 no cumplido, pero el código fuente está disponible para realizar modificaciones; rojo= criterio P1 no cumplido y código fuente no disponible.

3.2 CÓDIGO DE ACTIVACIÓN: ACAB

El código ACAB [37] es un programa de cálculo de activación y transmutación para aplicaciones nucleares. El algoritmo principal está basado en el del código ORIGEN [38].

ACAB es capaz de realizar cálculos de inventarios dependientes del espacio permitiendo una descripción muy flexible de la geometría y flujo neutrónico. Se puede usar un flujo en multigrupos de una, dos y tres dimensiones, generado por códigos de transporte de ordenadas discretas o flujos neutrónicos de descripciones tridimensionales generados por códigos de transporte neutrónico de Monte Carlo. En definitiva, se pueden llevar a cabo cálculos de inventarios para geometrías complejas, y los multigrupos del flujo neutrónico se pueden dar en una estructura de grupos arbitraria.

ACAB es capaz de simular agendas de operación realistas de una gran variedad de sistemas nucleares. Su eficiencia al modelar el régimen pulsado de instalaciones experimentales de fusión inercial, tales como el NIF, así como el de plantas de potencia EFI, ha quedado probada. Los algoritmos incluidos en el código permiten la simulación de esquemas prácticamente arbitrarios de irradiación/enfriamiento. Además se permite la alimentación y/o extracción de material de composición arbitraria al sistema, tanto de forma instantánea como continua.

ACAB considera todos los procesos nucleares que puedan ser significativos a la hora de caracterizar la activación sufrida por los materiales de un reactor de fusión. En las desintegraciones se considera la existencia de los estados isoméricos fundamental, primero y segundo tanto en el origen como en el resultado de las mismas. Todas las reacciones neutrónicas que pueden ocurrir en los diferentes

componentes de una instalación de fusión son tratadas en el código. Por tanto, considera todas las reacciones que tienen lugar en el rango de energías comprendido entre la región térmica y 20 Mev. Además ACAB es capaz de tratar reacciones secuenciales por partículas cargadas, como mecanismos que también pueden contribuir a la producción de actividad.

El código ACAB ha sido objeto de una extensa labor de evaluación y validación. En el ámbito internacional uno de los ejercicios de evaluación de mayor repercusión fue realizado bajo la coordinación de la Sección de Datos Nucleares (Nuclear Data Section) de la Agencia Internacional de la Energía Atómica (AIEA), durante los años 1991-93. Los resultados se recogieron a lo largo del año 1991 y la evaluación final se publicó a comienzos de 1994 [39]. En el ejercicio participaron once códigos (tabla 3.3) desarrollados principalmente para aplicaciones en tecnología de reactores de fusión. En la Tabla 3.3 se indican los códigos, y las instituciones en cuyo marco se han desarrollado.

Tabla 3.3 Códigos de activación participantes en el ejercicio de comparación e instituciones en que se han desarrollado.

Código	Institución	País
FISPACT	UKAEA/Culham	Reino Unido
REAC	Westinghouse/Hanford	Estados Unidos
ACT4	JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute)	Japón
RACC	ANL (Argonne National Laboratory)	Estados Unidos
ACAB	Instituto de Fusión Nuclear / UPM	España
DKR	University of Wisconsin	Estados Unidos
FDKR	Southwestern Institute of Physics	China
ACTIVA	Baikov Institute of Metallurgy, USSR Academy of Sciences	Rusia
SAM	Research and Development Institute of Power Engineering	Rusia
FRINDA	Kurchatov Institute of Atomic Energy	Rusia
ANITA	Dept. of Energy Engineering, University of Genova	Italia

Se establecieron cuatro criterios para evaluar la aceptabilidad de un código de inventario para aplicaciones a fusión que fueron los siguientes:

- ❑ Capacidad del código para leer librerías estándar de secciones eficaces (secciones eficaces en formato de 100 o 175 grupos de energía).
- ❑ Precisión (dentro de aproximadamente el 5%) en la predicción de la concentración de cada uno de los nucleidos producidos en secuencias de transmutación/desintegración de múltiples pasos.
- ❑ Capacidad para calcular la producción de nucleidos ligeros (isótopos de H y He)
- ❑ Capacidad para tratar los estados isoméricos presentes en las librerías.

Los únicos dos códigos que superaron todos los criterios fueron ACAB y FISPACT [41], siendo calificados como apropiados y satisfactorios (*ACAB and FISPACT are suitable and satisfactory*). En un segundo grupo se incluyeron a los códigos ANITA, DKR, RACC y REAC, caracterizados por no superar al menos uno de los criterios

(*performing less well on at least one criterion*). Al resto de los códigos, ACT4, FRINDA, ACTIVA, FDKR y SAM, sobre la base de los resultados presentados se les calificó de inadecuados para cálculos de fusión detallados (*inadequate for detailed fusion calculations*).

El sistema ACAB ha sido y es utilizado por prestigiosas instituciones internacionales, que lo han aplicado mayoritariamente a problemas de fusión inercial, y también en algunas ocasiones a problemas de fusión magnética. Dentro del marco europeo, el prestigio de ACAB dentro del campo de la fusión es bien reconocido. El liderazgo se tiene dentro de las aplicaciones del campo inercial, mientras en el magnético las aplicaciones se han realizado fundamentalmente con el código FISPACT. En los últimos años esto ha cambiado siendo ACAB actualmente utilizado en una gran variedad de actividades dentro de los programas de fusión Europeos, tanto los PPPT (*Power Plant Physics and Technology*) de EFDA, como acuerdos a través de F4E para ITER y para IFMIF, como planes nacionales.

3.3 LIBRERÍAS DE DATOS NUCLEARES

MCNP utiliza distintos tipo de librerías de datos, incluyendo el fichero XSDIR con las direcciones de las tablas de datos. El código utiliza secciones eficaces continuas en energía, aunque también maneja multigrupos. Contempla la generación fotonuclear y la posibilidad de combinar el uso de tablas de datos y de modelos físicos.

En los últimos años se han publicado varias librerías de datos de secciones eficaces neutrónicas:

- JENDL-3.3 [41] en Mayo, 2002.
- FENDL-2.1 [42] en Diciembre, 2004.
- JEFF-3.1 [44] en Mayo, 2005.
- ENDF/B-VII.0 [45] en Diciembre, 2006.

La librería ENDF/B-VII.0, elegida en este trabajo, contiene las secciones eficaces de 390 isótopos y 3 elementos. Todos los datos han sido procesados por el Los Alamos National Laboratory en formato ACE para 5 temperaturas distintas: 293.6, 600, 900, 1200 y 2500 K, para crear la librería ENDF70 para MCNP. Las novedades más relevantes de esta versión respecto a la precedente librería incluida en MCNP, la ENDF66, estriban en: tener datos a más temperaturas, incluir más nucleidos y estados metaestables, y un nuevo archivo XSDIR con el peso atómico para los nuevos nucleidos. Como la anterior ENDF66, la ENDF70 también incluye espectros de *delayed-neutrons*, distribuciones angulares tabuladas, tablas de probabilidad de resonancias no resueltas y datos de producción de partículas cargadas [46][47].

De las cuatro librerías disponibles para fotones (MCPLIB, MCPLIB02, MCPLIB03, y MCPLIB04) se ha utilizado la más reciente, MCLIB04 [48][49], cubriendo el rango desde 1 keV hasta 100 GeV para $Z=1-94$. Las tablas de interacción de fotones para energías hasta 100 MeV están basadas en la información de ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File). La extensión a fotones de hasta 100 GeV se basa en la adaptación de la librería EPDL (Livermore Evaluated Photon Data Library, [50]).

Para los cálculos de activación, se ha utilizado la librería EAF-2007 [51] que contiene información de 65.565 posibles reacciones que involucran 816 blancos distintos, desde ^1H a ^{257}Fm , números atómicos de 1 a 100 y rango de energía de 10^{-5} eV a 60 MeV. Además incluye 66.864 reacciones inducidas por deuterones y 67.925 reacciones inducidas por protones. La librería de datos de decaimiento contiene las propiedades nucleares de 2.231 nucleidos, como el spin, modos de desintegración, vida media, y energías medias de decaimiento. También se incluyen las librerías biológicas, de transporte y de *clearance*, incluyendo datos para 2.000 radionucleidos como actividad, dosis efectiva comprometida para la ingestión y la inhalación, la fuente de los datos biológicos, el coeficiente de transporte (A2) y el valor de nivel de aclaramiento.

3.4 CÓDIGO PARA EL PROCESADO DE GEOMETRÍAS: MCAM. Estudio de comparación durante el WP12 del Acuerdo Europeo EFDA

MCAM (Monte Carlo Modeling Interface Program) es un programa desarrollado por el FDS Team, China, [52] que proporciona una interfaz entre aplicaciones de diseño CAD (CATIA, etc.) y códigos de simulación Monte Carlo (MCNP, TRIPOLI), permitiendo convertir geometrías complejas al formato requerido para la simulación.

Además, MCAM puede considerarse como un híbrido entre una herramienta de diseño 3D (ya que contempla algunas operaciones de diseño tales como definir volúmenes sencillos tales como cubos, conos, esferas y toros) y un visualizador de MCNP ya que permite no solo crear inputs para MCNP (proceso de escritura, *write*) sino también realizar el proceso inverso de importar un input de MCNP y diseñar su geometría (proceso de lectura, *read*).

Además del input geométrico, también incluye unos apartados para generar las tarjetas (*cards*) de materiales, de importancias, de los recuentos (*tallies*) y de la fuente para un input MCNP. En este trabajo el software MCAM se ha utilizado solo para la conversión de la geometría ya que el modelado de los materiales así como el de la fuente se ha considerado más oportuno realizarlos directamente en MCNP por razones que se aclararán en las secciones siguientes.

En la figura 3.1 se muestra el aspecto típico de la interfaz gráfica del software MCAM.

En las barras horizontales en alto están los botones para la visualización, el diseño y el procesado; en el centro está la ventana en la cual se visualiza el diseño .stp y al mover los tres ejes espaciales se puede visualizar la geometría desde distintos puntos de vista y a la izquierda aparece una ventana con los números identificativos de cada elemento del diseño. Al seleccionar un número se pueden elegir distintas herramientas para operar sobre el elemento y se pueden desplegar más herramientas (aparecen en las pestañas de la derecha) para introducir propiedades gráficas del elemento seleccionado, características que aparezcan en el input de MCNP (importancias, número identificativo y densidad del material,

comentarios, visualizar volúmenes, etc.) e incluso definir algún parámetro para la fuente y los *tallies*.

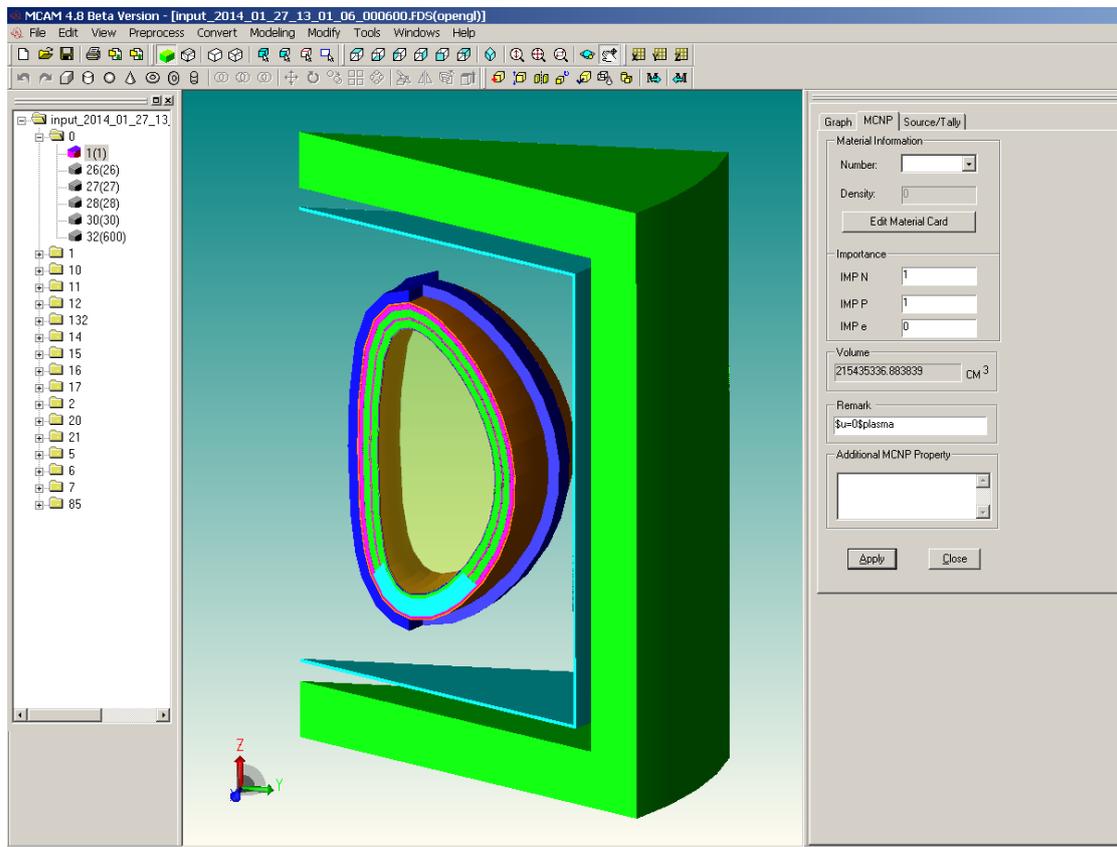


Figura 3.1 Interfaz gráfica de la herramienta de procesamiento MCAM.

El uso de MCAM como interfaz entre programas de diseño por ordenador (CATIA) y códigos de simulación del transporte (MCNP) ha sido objeto de evaluación durante 2012 en una tarea del Work Programme, WP12, *Power Plant Physics & Technology* de EFDA (*European Fusion Development Agreement*) sobre comparación de herramientas de importación de geometrías CAD a códigos MC en la que se ha participado [53].

El ejercicio de comparación se ha realizado sobre una geometría compleja en formato CAD de un modelo de reactor DEMO HCLL (*Helium Cooled Lithium Lead*) [54] con el objetivo de evaluar la idoneidad de los métodos disponibles para importar los modelos geométricos CAD en los códigos Monte Carlo. En dicho ejercicio de comparación han participado ENEA (Italia) y JSI (Eslovenia) utilizando la herramienta de conversión McCad, desarrollada por el KIT (Alemania) [55], y CCFE (Reino Unido) y CIEMAT (España) utilizando MCAM.

La evaluación se ha basado en los siguientes criterios:

- ❑ comparación de los tiempos de conversión de los códigos
- ❑ comparación del número de celdas vacías que se necesitan generar (a través de un complejo y tedioso proceso que se explica en [53]) para completar el

- modelo geométrico CAD (en MCNP no pueden quedar espacios sin definir para la simulación del transporte de la radiación)
- ❑ verificación del modelo convertido comparando los volúmenes calculados a través del método estocástico de MCNP y los valores proporcionados directamente por MCAM
 - ❑ realización de dos test de verificación para comprobar la validez del modelo geométrico:
 - cálculo del *Neutron Wall Loading* (NWL) (cuyo concepto se explica en la sección 6.2.2) en la primera pared de los módulos regeneradores y
 - cálculo de la tasa de fluencia neutrónica (véase Anexo I) en la primera pared de los módulos utilizando los materiales correspondientes a cada uno de los componentes del reactor.

Los resultados de las dos primeras comparaciones se muestran en la tabla 3.4. Se observa que ambos códigos MCAM y McCad generan más o menos el mismo número de celdas vacías, mientras que el número de celdas materiales difiere de forma significativa. McCad genera casi el doble de celdas aunque su descripción geométrica es más sencilla.

En términos de tiempo computacional, la conversión no es muy costosa y no se requieren más de 15 min en ninguno de los casos. La conversión de modelos complejos como el DEMO HCLL [54] sin embargo requiere un esfuerzo manual adicional previo, para generar los inputs de MCNP, y posterior, para completarlos, como explicado en [53] y del cual se dan más detalles en las secciones 4.2.1, 4.2.2 y en el Apéndice IV.

Tabla 3.4 Resultado de la conversión de los modelos CAD a MC a través de MCAM y McCad.

	Original CAD	MCAM		McCad		
		CIEMAT	CCFE	KIT	ENEA	IJS
Number of material cells	6302	6302	6399	14190	14216	14090
Number of void cells		242	215	262	268	158
Total number of cells	6302	6544	6614	14452	14484	14248
CPU time required		~ 7 min.	~14 min.	~12 min.	~15 min.	~13 min.

La tercera comparación resultó en un muy buen acuerdo para todas las miles de celdas contenidas en los modelos convertidos, tanto para MCAM como para McCad, con discrepancias inferiores a un 0,0005%, en el caso del CIEMAT, entre el valor de los volúmenes proporcionado por el MCAM y el que se han calculado con MCNP.

El primer test, sobre el cálculo del NWL también resultó en un buen acuerdo en las distribuciones obtenidas por CIEMAT, ENEA y KIT (CCFE y JSI se desviaron bastante pero probablemente se debió a la forma de calcular más que al modelado geométrico).

El segundo test, basado en el cálculo de la tasa de fluencia, como cualquier cálculo completo del transporte, implicaba rellenar las miles de celdas del modelo DEMO

HCLL propuesto (tabla 3.4) con el material correspondiente. Dicha asignación de materiales sería muy larga y tediosa de hacer manualmente. En MCAM esta operación se puede hacer directamente a través de la interfaz gráfica de usuario (GUI), seleccionando cada grupo de celdas del mismo material (independientemente de su número), para poder asignarlo en una sola operación. Esto todavía no es posible con McCad aunque se espera que tal herramienta sea implementada en los próximos años. Debido a estas deficiencias, el test ha sido realizado solamente por CCFE y CIEMAT. El resultado de la comparación mostró diferencias notables en todos los perfiles de la tasa de fluencia, llegando a discrepancias del 50% en algunos módulos. Esto podría ser causado por el distinto muestreo de la fuente de neutrones, como indicado por las diferencias del NWL en los mismos módulos, ampliadas por los procesos de difusión neutrónica en los materiales.

Los resultados descritos, derivados del trabajo de comparación, muestran que el software MCAM es un código muy bien adaptado para su utilización en aplicaciones de fusión con geometrías complejas. La mayor desventaja es que la licencia no incluye el código fuente, con la consecuente imposibilidad de modificar ninguna característica por parte del usuario.

Además, es importante resaltar que el trabajo de valoración de las capacidades de MCAM en aplicaciones nucleares sobre geometrías complejas ha supuesto la adquisición de experiencia en su empleo, un conocimiento profundo de las potencialidades del mismo y la garantía de calidad en los procedimientos de modelado y procesado de los diseños, imprescindible para obtener resultados neutrónicos fiables.

4 PREPARACIÓN DE MODELOS Y SIMULACIONES MONTE CARLO

4.1 DESCRIPCIÓN DEL MODELO INICIAL

El modelo DEMO creado expresamente para las actividades del programa TECNO_FUS y utilizado, analizado y optimizado neutrónicamente en este trabajo, es el que se muestra en la figura 4.1 [56]. Este modelo 3D, realizado con el programa de diseño asistido por ordenador (*computer aided design*, CAD, software) CATIA v5, está constituido por 12 sectores de 30° cada uno⁸. Cada sector está servido por un puerto vertical superior (*Upper Port Plug*, UPP) a través del cual se conectan los componentes del reactor con los equipos auxiliares que sirven para la refrigeración, intercambio de calor, inyección y extracción de tritio, extracción de potencia y, sobre todo, a través del cual se realizarían las operaciones de manipulación por control remoto y, entre ellas, la sustitución de los módulos regeneradores y del divertor.

En este diseño también se contempla la posibilidad de tener un puerto ecuatorial cada 4 sectores, a través del cual se realizarían algunas operaciones de manipulación remota y desde el cual podrían acceder algunos sistemas de calentamiento (NBI, ECRH, ICRH). En el modelo que se ha adoptado para los estudios neutrónicos que se describen en el Capítulo 6 solo se han mantenido los puertos verticales superiores.

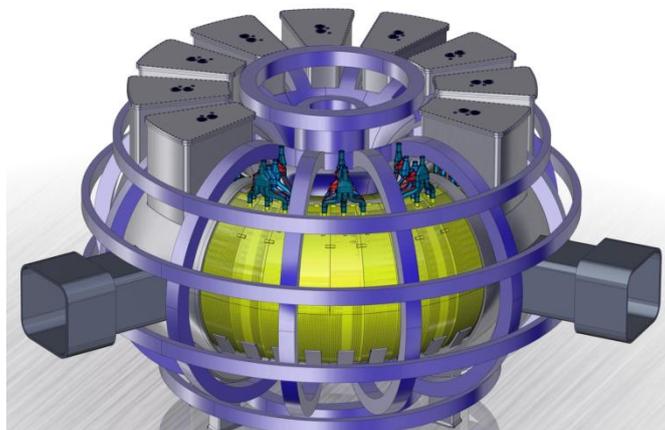


Figura 4.1 Modelo 3D realizado con CATIA del reactor DEMO de partida.

En cada sector se ubican 5 envolturas regeneradoras en “forma de banana”, por un total de 60 unidades. La figura 4.2 muestra en detalle los distintos componentes del reactor.

⁸ La segmentación está guiada por el número de bobinas que se necesitan para mantener el plasma confinado (el tamaño que puedan alcanzar y la corriente que pueden conducir para generar el campo magnético).

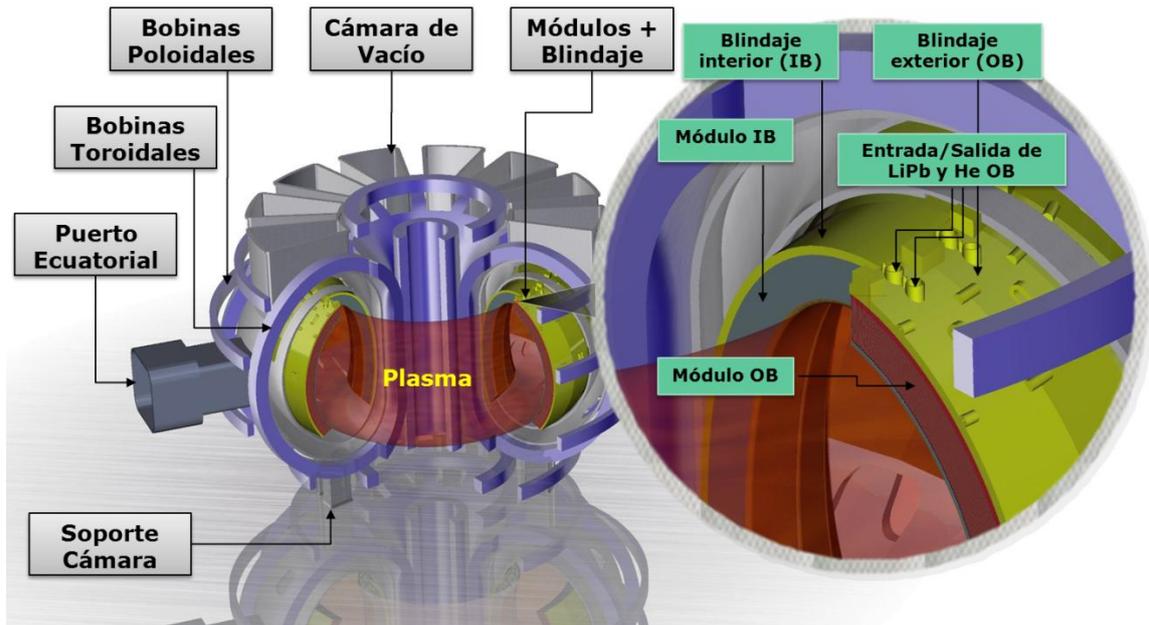


Figura 4.2 Componentes del reactor DEMO en examen.

En la figura 4.3 se desglosa la estructura de una envoltura regeneradora "banana-shaped" exterior (*outboard*): la primera pared (en marrón), los canales de refrigeración de helio (en rojo), el blindaje (en amarillo) y el metal líquido litio-plomo (en verde) con las direcciones del flujo de entrada y salida dentro de los canales.

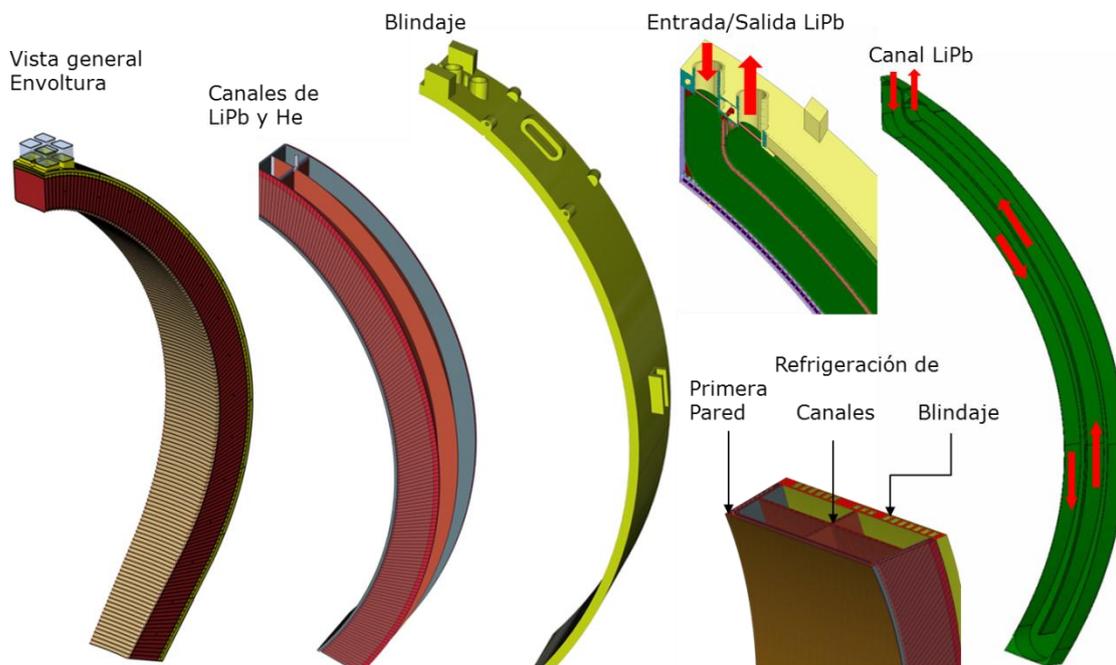


Figura 4.3 Vista general y detalles de una Envoltura Regeneradora "banana-shaped" exterior (*outboard*). Se muestran las entradas y salidas de los canales de LiPb así como los canales de refrigeración.

En la figura 4.4 se muestran de manera simplificada los elementos internos que conforman cada envoltura regeneradora: la primera pared, las paredes de Eurofer y los canales de refrigeración de helio, las inserciones de canales de carburo de silicio, el litio-plomo que circula en los canales y, en la parte posterior, el blindaje.

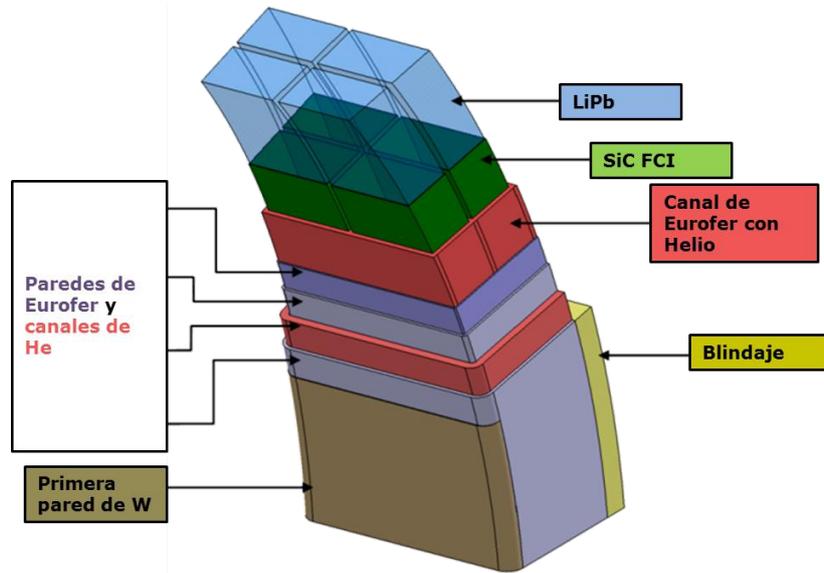


Figura 4.4 Elementos de la envoltura regeneradora DCLL, desde la primera pared hasta el blindaje.

Los parámetros de plasma utilizados para el diseño en examen se adaptan a las especificaciones de los estudios conceptuales de plantas de potencia europeas (PPCS EU) [5] según se muestra en la tabla 4.1. En particular y calculado desde el eje central del toro en el plano ecuatorial, el radio interior del plasma es 4,5 m y el radio exterior es 10,5 m (figura 4.5). Es decir, en 4,5 m hay que ubicar todos los componentes situados en la parte interna del reactor (*inboard*) desde la primera pared hasta las bobinas. Desde la primera pared del reactor hasta el blindaje el modelo de partida ocupa 1 m; desde la primera pared hasta las bobinas toroidales hay 1,66 m. Desde la superficie más externa del plasma hasta la primera pared del reactor se ha considerado un espacio vacío (*scrape-off layer*)⁹ de 20 cm.

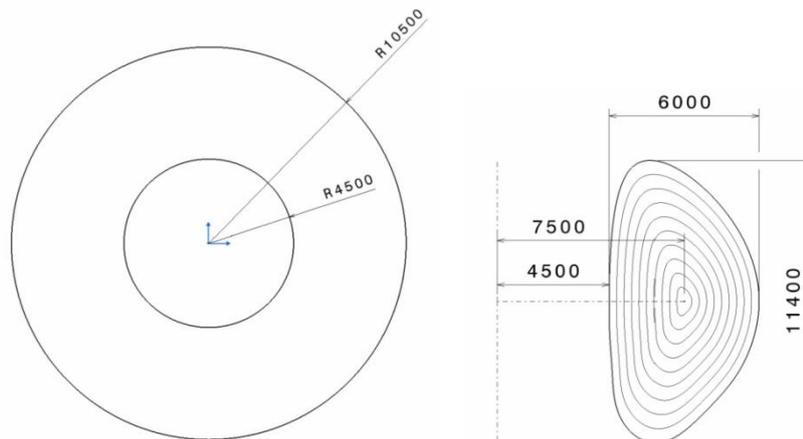


Figura 4.5 Dimensiones del plasma en los planos ecuatorial (x,y) y poloidal (R,z).

⁹ Este espacio es necesario para que el plasma no esté a contacto con la primera pared.

Tabla 4.1 Principales parámetros del reactor.

parámetros	valor
potencia de fusión	3450 MW
n wall loading	2.21 MW/m ²
radio mayor del plasma (R0)	7.50 m
radio menor del plasma (a0)	3.00 m
elongación (κ)	1.9
triangularidad (δ_0)	0.47
factor de pico (P)	1.7
espesor de Envoltura + Blindaje	115 cm
divertor peak	10 MW/m ²
aspect ratio	3.0
corriente de plasma	19 MA
TF on axis/coil	6.0/13.6
P_{add}, Q	100 MW, 34
HH(IPB98y2)	1.3
n/n_G	1.5
β, β_N	4.0, 5.4
bootstrap fraction	0.63
q_{95}	4.5
Z_{eff}	2.2
temperatura media (keV)	16
factor de pico de temperatura	1.5
densidad media (10^{20} m^{-3})	1.2
factor de pico de densidad	0.5

Todos los componentes del reactor están contenidos en un criostato de acero, de 15 m de radio y 10 m de altura, que a su vez está ubicado, junto a todos los equipos auxiliares, en una carcasa de hormigón que constituye el blindaje biológico (figura 4.6).

Algunos de los componentes de reactor serán fijos (como la cámara de vacío y las bobinas), mientras que otros desafortunadamente (como la envoltura regeneradora o el blindaje) se tendrán que sustituir al cabo de unos años debido a que la vida útil de estos componentes se reduce bajo irradiación y además el quemado del combustible litio-plomo implica el reemplazo del módulo regenerador. Por esta razón, como se verá más adelante, es importante determinar los efectos que produce la radiación en todos los componentes aunque con diferentes enfoques dependiendo de la función que cada uno de ellos tenga que cumplir.

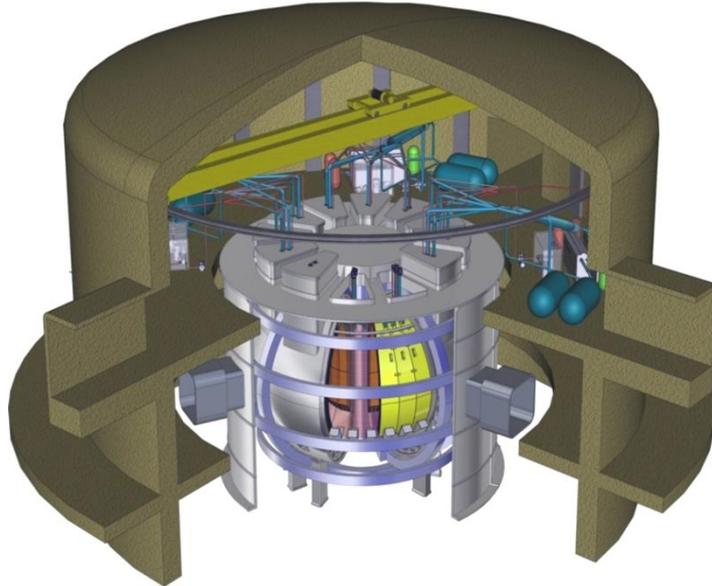


Figura 4.6 Modelo 3D CATIA del edificio del reactor completo.

Aunque en muchos estudios neutrónicos se utilizan modelos 1D o 2D para calcular magnitudes escalares globales, se requiere la utilización de modelos tridimensionales (3D) realistas para cálculos precisos, en particular para evitar la sub o sobrestimación de los valores del TBR (*Tritium Breeding Ratio* o Tasa de Regeneración de Tritio) encontrada cuando se usan modelos unidimensionales [57][58][59][60].

4.2 LAS HERRAMIENTAS DE MODELADO, PROCESADO y ANÁLISIS: CATIA, MCAM, MCNP y SUS INTERACCIONES

A partir del diseño 3D mostrado en las figuras 4.1-4.6, se ha generado un modelo neutrónico igualmente tridimensional y suficientemente detallado aunque geoméricamente más sencillo (para la fase inicial de diseño y optimización que se expone en el capítulo 5) donde la simplificación ha servido para adaptar el diseño CAD a las necesidades de la neutrónica y al formato del código de simulación del transporte MCNPX.

Los resultados de las simulaciones de los efectos de la radiación sobre los componentes seguirán siendo fiables y con una exactitud suficiente para esta primera fase del trabajo, ya que en muchos casos, como ya dicho, estas simulaciones se realizan sobre modelos 1D o 2D en los cuales sí se pueden producir incertidumbres elevadas en los resultados.

El procedimiento de modelado, conversión y cálculos neutrónicos se ha realizado siguiendo diferentes etapas de procesado.

- Su comienzo está en la realización del diseño de partida mediante el programa de diseño 3D CATIA v5 en formato .cad (*computer aided design*).

- Este se simplifica para atender a las necesidades de los análisis neutrónicos y se traduce al formato compatible con el código de transporte por Monte Carlo MCNP a través de la interfaz MCAM 4.8 Professional [52].
- Lo siguiente es su optimización a través de un proceso iterativo de simulación/modificación del diseño, en función de los resultados obtenidos tras el análisis neutrónico.
- El análisis del transporte de la radiación se realiza mediante el código de simulación estocástico por método Monte Carlo: MCNPX versión 2.6 [27].

El modelo CAD realista y detallado de partida (figuras 4.1-4.6), se ha descompuesto en un modelo constituido por capas concéntricas toroidales que sustituyen los componentes reales del reactor (excluyendo el criostato y las bobinas que se mantienen como elementos aparte) y cuyos volúmenes y composiciones se han establecido respetando los volúmenes y composiciones reales de las estructuras del reactor. El proceso completo de "simplificación" se explicará exhaustivamente a continuación pero en la figura 4.7 ya se puede observar a que nos referimos cuando hablamos de modelo real 3D neutrónico "simplificado".

El código MCNP nos permite simular un sector de 30°, en vez que el reactor completo de 360°, utilizando la técnica de los "espejos reflectantes" puestos en los planos que delimitan el sector. Esto no afecta a la simulación ya que los restantes 270° del reactor, aunque no se vean, se crean virtualmente, pero sí ayuda a la hora de traducir el modelo CATIA a modelo MCNP a través de la herramienta MCAM.

En la imagen 4.7a se muestra el sector de 30° del reactor que se ha utilizado en este trabajo para su procesado y optimización. En él se distinguen el plasma, con su sección en forma aproximada de "D", la envoltura (*blanket*) interior (*inboard*) y la exterior (*outboard*), un divertor suficientemente detallado para el alcance de este trabajo, la cámara de vacío (*vacuum vessel*) y las bobinas toroidales y poloidales.

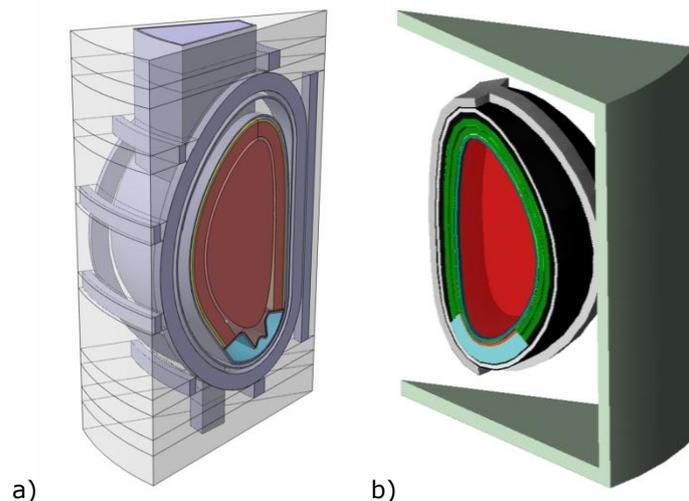


Figura 4.7 a) Sector de 30° del modelo 3D de partida en formato CAD; b) modelo neutrónico simplificado en formato .stp

4.2.1 Simplificación mediante macro Excel

Una vez desarrollado el diseño real del reactor en el formato usado por el programa CATIA v5, completo de todos sus detalles y necesario para otros tipos de análisis diferente del neutrónico (tales como el fluidodinámico, térmico, magneto-hidrodinámico, estructural, etc.), se ha considerado necesario simplificar este diseño, eliminando todos los componentes no influyentes para el cálculo del transporte neutrónico (como tornillos, uniones, pequeños componentes, separación de los canales, gaps, etc.) y añadiendo los que sí son indispensables, como los elementos vacíos. Es decir, para que el modelo se pueda someter a la simulación del transporte neutrónico, todo el espacio ocupado por él tiene que estar definido por volúmenes (celdas) descritos por unión e intersección de superficies y no pueden quedar huecos sin definir. Todos estos se tienen que definir como una celda, formada por superficies, que luego se "rellenará" de un material vacío. De esta forma se consigue que la simulación no se interrumpa y que el transporte siga hacia los demás componentes sin haber subido alteraciones debidas al material, ya que simular un material vacío implica que no haya colisiones algunas.

Además el diseño CATIA real se ha sometido a una ulterior simplificación indispensable para poderlo traducir a un formato compatible con el código de simulación de transporte MCNP. Es decir hay que lograr que todos los elementos estén constituidos por superficies sencillas, eliminando bordes y curvaturas superfluas a los fines del cálculo neutrónico y modificando todas las superficies que no son traducibles con ecuaciones del segundo orden, ya que solo estas son las que pueden exportarse a MCNP. Esto implica restringir el uso de las complicadas formas geométricas adoptadas en el diseño CAD real (llamadas sp-line, que son superficies de orden superior a dos) a las superficies de segundo orden (esferas, planos, cilindros, toros y conos) que MCNP es capaz de leer y utilizar para la simulación del transporte. Las superficies que adopta MCNP, junto con los parámetros necesarios para definir las, se resumen en la tabla 4.2 [27].

Tabla 4.2 Tarjeta de superficies de MCNP

Mnemonic	Type	Description	Equation	Card Entries
P	Plane	General	$Ax + By + Cz - D = 0$	ABCD
PX		Normal to X-axis	$x - D = 0$	D
PY		Normal to Y-axis	$y - D = 0$	D
PZ		Normal to Z-axis	$z - D = 0$	D
SO	Sphere	Centered at Origin	$x^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
S		General	$(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \bar{y} \bar{z} R$
SX		Centered on X-axis	$(x - \bar{x})^2 + y^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} R$
SY		Centered on Y-axis	$x^2 + (y - \bar{y})^2 + z^2 - R^2 = 0$	$\bar{y} R$
SZ		Centered on Z-axis	$y^2 + z^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{z} R$
C/X	Cylinder	Parallel to X-axis	$(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{y} \bar{z} R$
C/Y		Parallel to Y-axis	$(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \bar{z} R$
C/Z		Parallel to Z-axis	$(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2 - R^2 = 0$	$\bar{x} \bar{y} R$
CX		On X-axis	$y^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
CY		On Y-axis	$x^2 + z^2 - R^2 = 0$	R
CZ		On Z-axis	$x^2 + y^2 - R^2 = 0$	R
K/X		Cone	Parallel to X-axis	$\sqrt{(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2} - t(x - \bar{x}) = 0$
K/Y	Parallel to Y-axis		$\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2} - t(y - \bar{y}) = 0$	$\bar{x} \bar{y} \bar{z} t^2 \pm 1$
K/Z	Parallel to Z-axis		$\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2} - t(z - \bar{z}) = 0$	$\bar{x} \bar{y} \bar{z} t^2 \pm 1$
KX	On X-axis		$\sqrt{y^2 + z^2} - t(x - \bar{x}) = 0$	$\bar{x} t^2 \pm 1$
KY	On Y-axis		$\sqrt{x^2 + z^2} - t(y - \bar{y}) = 0$	$\bar{y} t^2 \pm 1$
KZ	On Z-axis		$\sqrt{x^2 + y^2} - t(z - \bar{z}) = 0$	$\bar{z} t^2 \pm 1$
				± 1 used only for 1 sheet cone
SQ	Ellipsoid Hyperboloid Paraboloid	Axis parallel to X-, Y-, or Z-axis	$A(x - \bar{x})^2 + B(y - \bar{y})^2 + C(z - \bar{z})^2 + 2D(x - \bar{x}) + 2E(y - \bar{y}) + 2F(z - \bar{z}) + G = 0$	ABCDE FG $\bar{x} \bar{y} \bar{z}$
GQ	Cylinder Cone Ellipsoid Hyperboloid Paraboloid	Axes not parallel to X-, Y-, or Z-axis	$Ax^2 + By^2 + Cz^2 + Dxy + Eyz + Fzx + Gx + Hy + Jz + K = 0$	ABCDE FGHIJK
TX	Elliptical or circular torus. Axis is parallel to X-, Y-, or Z-axis		$(x - \bar{x})^2/B^2 + (\sqrt{(y - \bar{y})^2 + (z - \bar{z})^2} - A)^2/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \bar{y} \bar{z} ABC$
TY			$(y - \bar{y})^2/B^2 + (\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (z - \bar{z})^2} - A)^2/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \bar{y} \bar{z} ABC$
TZ			$(z - \bar{z})^2/B^2 + (\sqrt{(x - \bar{x})^2 + (y - \bar{y})^2} - A)^2/C^2 - 1 = 0$	$\bar{x} \bar{y} \bar{z} ABC$

El proceso de simplificación de las superficies consta de un método de aproximación del perfil irregular de cada componente del reactor a través de la unión por segmentos de un elevado número de puntos pertenecientes a dicho perfil, pudiendo elegir el grado de aproximación en términos de error geométrico máximo admisible (es decir la distancia máxima entre dos puntos contiguos a unir por un segmento). Aumenta la bondad de la aproximación al aumentar el número de puntos de una curva cuya unión mediante rectas constituye la aproximación de la curva.

En términos volumétricos tales secciones poloidales "segmentadas" del tokamak, rotadas de 360° para formar el toro, van a constituir tantos troncos de conos cuantos segmentos haya en cada curva.

El proceso de "segmentación" de los perfiles poloidales de los componentes del reactor se ha realizado a través de una macro EXCEL (figura 4.8, en el centro) capaz de leer la geometría CATIA compleja. El usuario introduce los parámetros de cada capa (espesor y en algunos casos el radio) que va a sustituir cada elemento del reactor y el error con el cual quiere que se realice la aproximación. Además cada componente puede sub-dividirse ulteriormente en tantas capas cuantas se quiera, siendo útil, por ejemplo, para el análisis de la deposición radial de potencia en los canales de LiPb o de la producción radial de isótopos en las estructuras del reactor.

Entonces, una vez introducidos los parámetros geométricos, con el botón *Generate Geometry* se crea un nuevo modelo CATIA tridimensional, construido a partir del perfil del plasma (en forma de "D") del reactor original, muy simplificado y totalmente constituido por troncos de conos exportables a MCNP.

En ello, la composición, los volúmenes y la relación de los espesores para cada capa, cada una representando un componente del reactor, se mantiene respecto al original. Es decir, al final lo que se obtiene tras el proceso de simplificación de la geometría es una geometría 3D pero mucho más sencilla (figura 4.8 abajo), constituida por capas toroidales concéntricas, con sección en forma aproximada de D, cada una correspondiente a una estructura del reactor.

La única excepción al proceso de estratificación de los componentes del reactor la constituyen las bobinas de campo toroidal (*TF coils*), las cuales no tienen continuidad alrededor de todo el tokamak y por lo tanto se han simulado de forma separada, manteniendo su estructura real.

La figura 4.8 nos deja entender de manera eficaz y visual en qué consiste ese proceso de simplificación de la geometría que acabamos de describir. En este proceso de simplificación se pierde obviamente la estructura interna de la envoltura es decir la división en 4 canales de LiPb (2 de entrada y 2 de salida por cada envoltura) determinada por la presencia de las 4 inserciones de canales de SiC y la cruceta interior de refrigeración por helio. Todo esto se simplifica de forma que los componentes radiales desaparecen quedando representados por el porcentaje de volumen en las capas que los representan. Finalmente cada envoltura queda dividida en 1 canal de entrada y 1 de salida separados por una capa de SiC y una de helio/Eurofer.

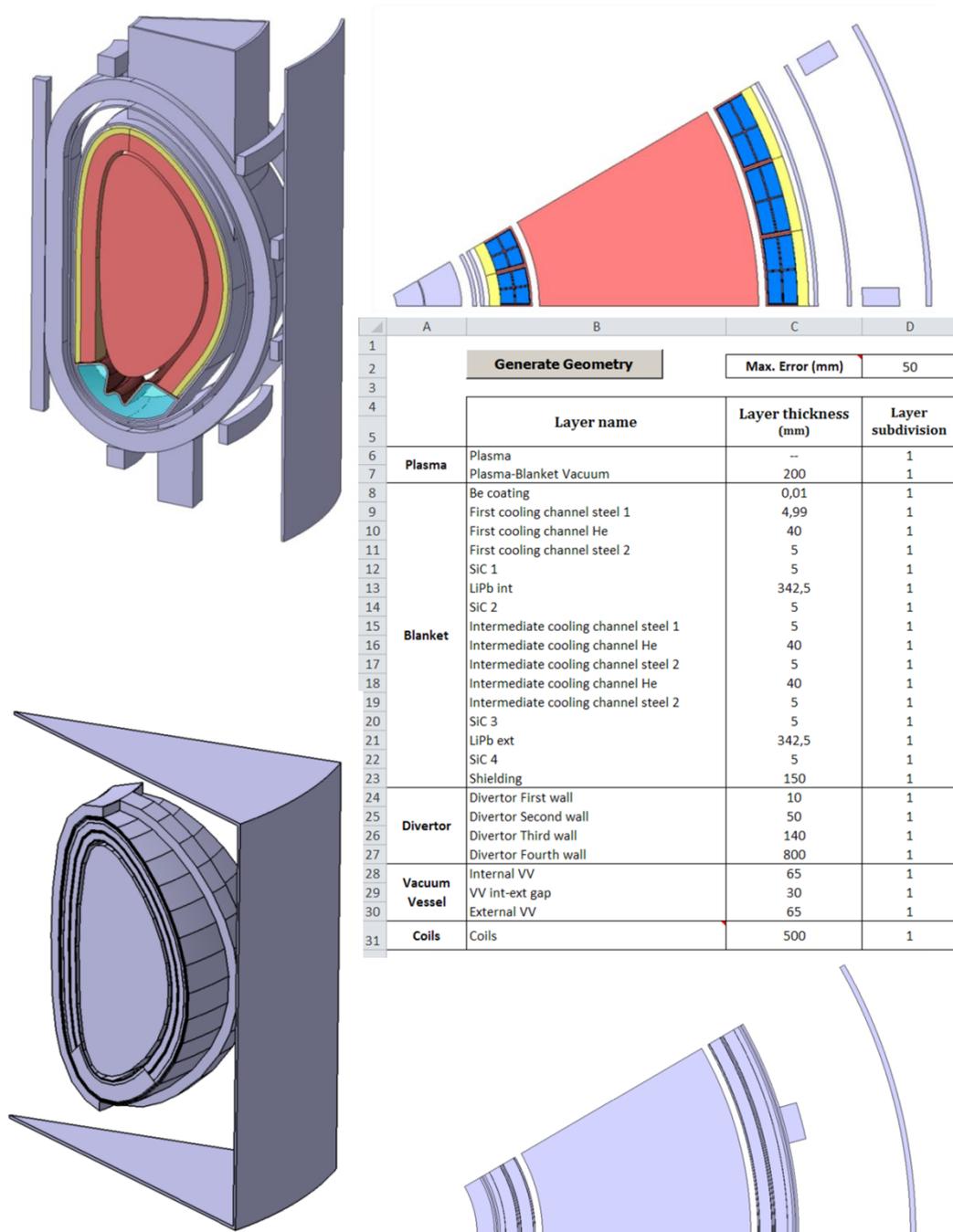


Figura 4.8 Proceso de simplificación del modelo *detailed* a través de una macro EXCEL. Arriba se muestran dos imágenes del diseño CATIA inicial (.CATProduct): a la derecha un sector de 30° y a la izquierda su sección horizontal. En el centro se muestra la interfaz visual de la macro EXCEL para la generación de la geometría simplificada y los parámetros que el usuario puede elegir: los espesores de los componentes del reactor, su subdivisión en capas, y la aproximación para los perfiles suavizados. Abajo se muestran: a la derecha, el sector de 30° en formato .stp, resultado de la simplificación, en el cual se observa que los contornos ya no son suavizados si no aproximados por rectas y la eliminación o simplificación radical de los componentes (el puerto desaparece, el divertor y la cámara de vacío se simplifican); a la izquierda, un corte horizontal donde se observa que se ha eliminado la configuración interna de los *blankets*, simplificándola en "capas de cebolla".

La composición de la mezcla que constituye cada capa se detallará al final de la sección 4.3 (tabla 4.7) donde se da información de los materiales utilizados para cada componente.

4.2.2 Uso de la interfaz MCAM

Una vez terminado el proceso de "discretización por segmentos" que el usuario realiza con la macro EXCEL, se guarda el nuevo diseño en formato .stp. Este es el formato compatible con el software MCAM, desarrollado por el FDS Team, China, [52] que se va a usar en la segunda etapa del proceso de conversión, ya que con este se traduce el diseño .stp en input con formato MCNP.

El software MCAM funge entonces de interfaz entra CATIA y MCNP ya que es capaz de convertir las superficies de segundo orden de un diseño CATIA a la *card* de superficies y celdas de un input de MCNP.

En la figura 4.9 se muestra el aspecto del modelo *simplificado* una vez importado en el convertidor MCAM. A la izquierda se muestra el sector de 30° y a la derecha un corte horizontal donde se observa la estructura simplificada en forma de capas concéntricas de la que se ha hablado anteriormente.

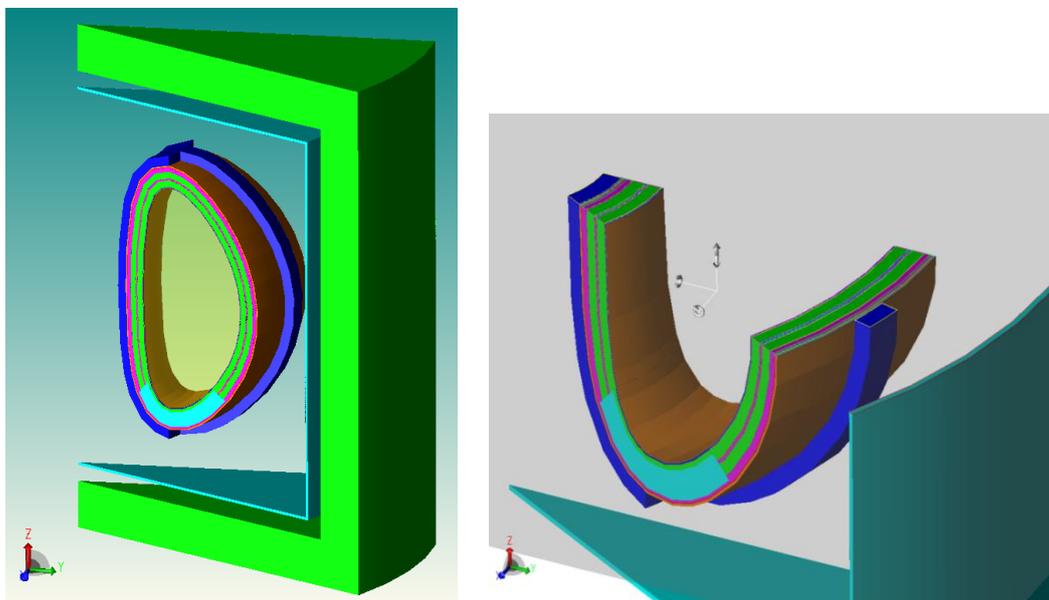


Figura 4.9 A la izquierda se muestra un sector de 30° del modelo *simplificado* del reactor así como importado en MCAM y, a la derecha, un detalle de un corte horizontal donde se aprecia la estructura de capas.

El típico esquema de operaciones utilizado para convertir el modelo .stp a input MCNP es el siguiente:

- En primer lugar se importa la geometría .stp obtenida con la macro EXCEL a través de la opción *File/Import Entity*
- Luego, se escala el diseño de mm a cm ya que CATIA trabaja con mm mientras que MCNP trabaja en cm. Por lo tanto con la herramienta *Preprocess/Scale* se introduce un valor del escalado a toda la geometría de 0,1
- Se pueden usar opcionalmente las herramientas *Heal* y *Check*, para buscar y corregir eventuales errores o interferencias entre entidades, o la presencia de spline que no se hayan convertido previamente en el proceso de simplificación (hay que decir que tras una primera fase en las que se trabajó con modelos CATIA muy sencillos, directamente, sin simplificación y

segmentación con EXCEL, y en los que sí se detectaron errores debido al difícil "saneamiento" de los componentes de manera manual, con el uso de la herramienta automática de EXCEL el proceso de simplificación se ha optimizado a tal punto que ya no se volvieron a detectar esos tipos de errores).

- Por último se procede a transcribir la geometría en formato MCNP mediante la opción *Tools/Write MCNP*. El proceso de escritura requiere un tiempo que depende de la cantidad de celdas y superficies que componen el tokamak, por esta razón normalmente se ha elegido utilizar una aproximación con un error de 50 mm (que es la distancia máxima entre dos puntos contiguos sobre la curva a unir por un segmento) como compromiso entre una buena simplificación y un número no demasiado excesivo de superficies. De esta manera se obtiene un input MCNP formado por un número de superficies entre 700 y 900, que permite mantener los tiempos de procesado a valores suficientemente reducidos.

A tal propósito hay que recordar que para mejorar la eficiencia de cálculo y sobre todo para reducir el tamaño de los inputs, se ha utilizado un sector de 30° del reactor en vez que un tokamak entero. Esto no quiere decir que se ahorren superficies a la hora de lanzar la simulación del transporte (ya que en el input final que se va a lanzar para el cálculo neutrónico se deben poner dos planos reflectantes en los puntos en los cuales se corta el reactor en un sector de 30°, para que se pueda simular el transporte en los restantes 270° del toro no visualizados) pero sí se ahorran superficies y celdas en la versión del diseño con la cual opera MCAM, por lo tanto se ahorra tiempo de cálculo en el proceso de escritura (*write*) del input MCNP realizado por MCAM.

El input geométrico de MCNP se guarda en un archivo nuevo (y en formato .txt) y ya está listo para proceder a introducir en ello las *cards* de los materiales, de la fuente de neutrones y de las funciones respuesta (o *tallies*) que se quieran calcular tras el transporte neutrónico.

4.2.3 La simulación con MCNP

El método Monte Carlo para la resolución de los problemas del transporte de la radiación fue el fruto del trabajo realizado en Los Álamos durante la Segunda Guerra Mundial. El mérito de tal desarrollo se atribuye generalmente a Fermi, von Neumann, Ulam, Metropolis y Richtmyer [61][62][63][64][65][66]. El código MCNP, publicado por primera vez en 1977, es el sucesor de su trabajo y ha estado en continuo desarrollo durante los últimos 30 años.

Los detalles del método Monte Carlo y del código MCNPX, que es la versión del código utilizada en este trabajo, están exhaustivamente descritos en los manuales así como en diferentes fuentes bibliográficas [67][68][69][70][71][72] (véase también el Anexo III de este documento). Por lo tanto en este apartado y en las secciones 4.3 - 4.5 siguientes solo nos centraremos en los aspectos del código indispensables para entender como se ha realizado la simulación del transporte de neutrones y fotones en los componentes del reactor.

El método Monte Carlo no resuelve explícitamente la ecuación del transporte de Boltzmann sino que simula la historia de un número muy elevado (10^8 - 10^9) de partículas (neutrones y fotones en nuestro caso) siguiendo cada una de las partículas de la fuente a lo largo de su vida desde que nace hasta que muere (por absorción, escape, etc.). Las distribuciones de probabilidad de que ocurra cada evento se muestrean aleatoriamente a partir de datos de transporte (sección eficaz) para determinar el resultado en cada etapa de su vida.

Las reacciones más importantes contempladas en este código son:

- Neutrones: reacciones de scattering y creación de fotones.
- Fotones: scattering, absorción fotoeléctrica con la posibilidad de emitir fotones de fluorescencia y creación de pares electrón-positrón.
- Electrones: scattering, bremsstrahlung, aniquilación electrón-positrón.

El código permite considerar distintos modos de simulación del transporte: solo neutrones, solo fotones, solo electrones o transporte combinado neutrones/fotones (donde los fotones son producidos por las interacciones neutrónicas), fotones/electrones y neutrones/fotones/electrones.

El rango de energías permitido es de 10^{-3} MeV – 1000 MeV para fotones y electrones y de 10^{-11} MeV – 20 MeV para neutrones.

El archivo de entrada debe contener toda la información del problema de acuerdo con un formato preestablecido cuyos aspectos más básicos se pueden encontrar en el manual de MCNP [27]. Esta información consiste esencialmente en:

- descripción de la geometría del problema
- descripción de los materiales y selección de las librerías de secciones eficaces
- localización y características de la fuente radiactiva, en este caso de neutrones
- especificación de los parámetros físicos a calcular (tipo de estimador o respuesta deseados)
- técnicas de reducción de varianza utilizadas para mejorar la eficiencia.

Las tarjetas o *cards* de superficies y celdas que constituyen la geometría del reactor en estudio en este caso no se han elaborado manualmente ya que debido a la complejidad de la estructura se ha necesitado utilizar la interfaz MCAM como explicado anteriormente.

La descripción de la *card* de los materiales que constituyen los elementos del reactor, así como de las librerías de datos de secciones eficaces utilizadas, se incluye en la sección 4.3 siguiente. Para el modelo utilizado antes de proceder a su optimización neutrónica se han utilizado las composiciones (en fracción de volumen de cada material constituyente) que se muestran en la tabla 4.7 al final del capítulo. En la sección 4.3 se definen con más rigor y detalle las características de los materiales utilizados y las razones para su elección.

En la sección 4.4 se explicará el desarrollo de una subrutina externa para simular de forma muy realista la fuente de neutrones con la misma distribución de densidad

de un plasma de fusión, además de cómo implementarla en MCNP a través de las instrucciones *sdef* y *rdum*.

Los estimadores de las respuestas deseadas (o *tallies*) se detallan en la sección 4.5 y también de forma más específica en las secciones dedicadas a los distintos cálculos.

Modo del problema (MODE)

En este *card* se indicará cuáles serán las partículas que simulará el programa. Cabe indicar que MCNP siempre trabaja con todas las partículas (por ejemplo en una cascada electromagnética), la única diferencia es que si una partícula no está incluida en el modo del problema, MCNP no simulará su transporte pero sorteará todos sus acontecimientos en el punto en el que nace.

Las posibilidades son:

mode n, mode e, mode p, mode p e, mode n p y mode n p e

donde N es neutrón, E electrón y P fotón.

Este es un *card* de uso obligatorio. En nuestro caso se ha utilizado mode n p.

Estadística de los resultados

Los resultados obtenidos mediante el método de Monte Carlo representan el valor medio de las contribuciones de muchas historias. Si la historia *i*-ésima contribuye al resultado con un recuento x_i , el valor medio de *N* historias generadas se aproxima por:

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i$$

La varianza asociada con la distribución de los distintos recuentos x_i se estima, para un valor grande de *N* como:

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

donde,

$$\overline{x^2} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i^2$$

La varianza estimada de la media es entonces:

$$S_x^2 = \frac{1}{N} S^2$$

Cada resultado en las tablas de salida del código tiene asociado un error estadístico, cuyo valor, así como su comportamiento en función del número de historias generado, indican la calidad del resultado obtenido. El error relativo, R, representa la precisión estadística como una fracción de la media estimada y se define como:

$$R = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N x_i^2}{(\sum_{i=1}^N x_i)^2} - \frac{1}{N}}$$

donde, x_i es el resultado de un único suceso y N es el número total de historias simuladas.

Como primera regla empírica con que juzgar R, se puede decir que un valor de $R < 0,1$ es generalmente aceptable. Si el comportamiento de los resultados es adecuado, R es proporcional a $1/\sqrt{N}$, por lo que el aumento del número de historias reducirá el error del resultado, pero repercutirá también en el tiempo necesario para la simulación.

También se calcula el estadístico denominado Figura de Mérito ($FOM = 1/R^2T$), donde R es el error relativo y T el tiempo de cálculo en minutos. Con un muestreo eficiente, R disminuye proporcionalmente al número de historias, mientras que T crece con la misma magnitud, de forma que la FOM se debería mantener aproximadamente constante.

En total, MCNP cuenta con diez estadísticos con los que evaluar el resultado. Se busca el cumplimiento de una serie de requisitos que tienen que ver con el comportamiento de la media, el error relativo, la Varianza de la Varianza, de la FOM y de la calidad del muestreo. En caso de no cumplirse alguno de los requisitos, el código informa sobre ello en las tablas de salida de resultados.

En cualquier caso, ésta información corresponde únicamente al error estadístico resultante de la simulación de múltiples historias, pero no contempla otras fuentes de errores como son los asociados a la descripción geométrica y de los materiales, la aproximación del modelo físico de interacción de las partículas y los errores de las secciones eficaces. Cuando se habla de un cálculo de Monte Carlo es conveniente tener en cuenta la diferencia entre *precisión* del resultado, que es la incertidumbre de la media \bar{x} debido a las fluctuaciones estadísticas en los recuentos individuales x_i de las historias simuladas, y *exactitud*, que es la medida de cuánto se separa el resultado del valor físico real que está siendo estimado.

El número de historias que pueden simularse en una ejecución está limitado a 2 billones, aunque, en caso de necesitar un número más alto, puede volver a ejecutarse con otra secuencia de números aleatorios.

MCNP cuenta con una serie de técnicas de reducción de varianza con las que mejorar la estadística de los resultados sin tener que recurrir exclusivamente al aumento del número de historias simuladas. Las técnicas de reducción de varianza

modifican el proceso de simulación haciendo que determinados sucesos sean más o menos probables que lo que realmente ocurre. Son técnicas de simulación no análogas, es decir, no simulan directamente la realidad del proceso físico. De manera general, estas técnicas se pueden clasificar en los siguientes tipos:

- Técnicas de control de población, en las que se controla artificialmente el número de partículas en regiones espaciales o energéticas.
- Técnicas de modificación de las muestras, en las que se altera la frecuencia de muestreo.
- Técnicas parcialmente deterministas, en las que se reemplaza parte de la simulación aleatoria por un cálculo determinista.

En este trabajo, en la mayoría de cálculos de blindaje ha sido muy útil emplear una de las técnicas probablemente más importante: el control de población con el método de las *importancias*.

Importancia de celdas (IMP)

Es un parámetro que se define para cada partícula y en cada celda. Indica el peso estadístico que tiene dicha partícula en cada una de las celdas, por tanto, es un *card* que se usa para la reducción de varianza, aunque su uso es obligatorio.

Después de haber lanzado un primer cálculo con importancias todas a 1, se analizan cuantas partículas han llegado directamente desde la fuente a cada celda. Ya que queremos mantener muy elevado el número de partículas a lo largo de toda la geometría, para tener buena estadística, asignamos a cada celda un valor (entero) con el cual se multiplicará el número de partículas que llega a cada celda, de forma que el total se mantendrá más o menos constante a lo largo de todas las celdas.

Una vez asignadas las importancias a todas las celdas, si una partícula deja una celda con una importancia dada y pasa a otra celda con importancia más alta se dividirá (*Split*) en tantas partículas como el rateo entre las importancias de las dos celdas. A la vez su peso se dividirá por el mismo rateo.

Cuando ocurre lo contrario, es decir, que de una zona con importancia más alta entre en una con importancia inferior, la partícula estará sujeta a la Ruleta Rusa, es decir, sobrevive con una probabilidad igual al rateo entre la importancia de la celda en la que entra y la importancia en la celda que deja, y su peso se ajusta de consecuencia.

La importancia se indica introduciendo por cada celda su "peso", mediante las instrucciones:

$IMP:N \text{ celda}_1 \text{ celda}_2 \dots \text{ celda}_n$ para los neutrones
 $IMP:P \text{ celda}_1 \text{ celda}_2 \dots \text{ celda}_n$ para los fotones

donde n es el número de celdas.

Frecuentemente definimos una celda infinita que envuelve al resto de la geometría del problema. En esta celda, la importancia de todas las partículas debe ser cero, ya que así al entrar una partícula en ella, se elimina de la simulación. Estos *cards* también son de uso obligado.

Número de historias

El número de historias que pueden simularse en una ejecución está limitado a 2 billones. En este trabajo la simulaciones se han realizado hasta alcanzar un número de historias igual a 8×10^8 . La instrucción se escribe como sigue:

NPS 8e8

Hay otras formas de terminar una simulación, como son cortes de energía (*CUT* o *ELPT*) y tiempo máximo de cálculo (*CTME*).

Ejecución

Antes de ejecutar el código, la geometría se verifica con la herramienta de *plot* de MCNPX, a través de la instrucción ejecución directa:

```
mpirun -np n°_procesadores mcnpx ip
```

para comprobar que el conjunto de componentes se ha descrito de forma adecuada y sin errores de solapamientos o volúmenes sin definir. Una vez examinado que todo sea correcto, se lanza la simulación.

La ejecución se realiza en el ordenador de supercomputación EULER en sistema batch mediante un script como el que sigue:

```
#!/bin/bash
#
#PBS -N model_DCLL
#PBS -l nodes=8:ppn=8,walltime=99:00:00
#PBS -M iole.palermo@ciemat.es
#PBS -m e
#PBS -o fichero.out
#PBS -e fichero.err
#PBS -joe

cd/home/palermo/modelDCLL
ulimit -s unlimited

cat ${PBS_NODEFILE}
mpiexec -np 64 -machinefile ${PBS_NODEFILE} mcnpx xmdir=xmdirENDF
```

que significa que se han utilizado 64 procesadores (8 núcleos por 8 nodos) y colas de 99 horas (que en algunos casos se vuelven a lanzar porque se necesitan tiempos aún mayores para la simulación).

Es conveniente realizar una primera ejecución de control con un número bajo de historias para, en primer lugar comprobar que no hay errores en la definición del problema, y en segundo lugar tener una estimación del tiempo de cálculo requerido para obtener una cierta precisión en el resultado. Si el tiempo es muy elevado, es conveniente revisar el problema e introducir alguna técnica de reducción de varianza que mejore la eficiencia de cálculo.

Estructura del archivo de salida de datos

Es aquí donde se encuentra la información solicitada en el archivo de entrada de datos. En el archivo de salida se da como primera información el archivo de entrada con observaciones realizadas al mismo y tablas de secciones eficaces utilizadas, así como cálculos de volumen, masa, áreas, etc., y mensajes de errores producidos durante la compilación. Se presentan reportes de las incidencias de creación, multiplicación y pérdidas del peso estadístico de las partículas a partir de su emisión desde la fuente e interacción con las celdas, a ello se suma el cuadro de análisis de fluctuación de las cuentas (TFC). Además están impresos los parámetros físicos requeridos (fluencia, kerma, dosis), conjuntamente con los errores relativos asociados a su estimación y, las causas por las cuales terminó la ejecución del MCNP: número de historias, tiempo prefijado y/o errores fatales producidos. Algunas tablas se generan por defecto y otras utilizando la opción PRINT. Las de mayor utilidad son:

- Composición de los materiales (tabla 40 del fichero de salida)
- Volumen y masa de las celdas (tabla 50)
- Información de secciones eficaces (tabla 100)
- Variables de posición y dirección para las 50 primeras historias (tabla 150)
- Tabla resumen del problema
- Actividad en cada celda (tabla 126)
- Resultado de los *tallies*
- Análisis estadístico (tabla 160)

Además, los resultados también pueden representarse gráficamente gracias a la herramienta MCNPLOT.

4.3 MATERIALES DE PARTIDA Y PROBLEMÁTICAS ASOCIADAS

El modelado de los materiales utilizados requiere principalmente indicar las composiciones de los mismos. Además de esto, se ha considerado oportuno explicar el porqué de la elección de cada uno de los materiales, teniendo a disposición un abanico de posibles candidatos para cada componente del reactor, lo que requiere analizar las eventuales problemáticas asociadas con su utilización y justificar así mismo la evaluación de los parámetros que pueden influir en sus prestaciones bajo irradiación. Aunque en el proceso de optimización (capítulos 5 y 6) se introducirán y probarán otros materiales con propiedades diferentes frente a la radiación, los materiales utilizados para los componentes del reactor en el diseño de partida han sido los siguientes:

Como material estructural

de la Envoltura Regeneradora, del Divertor y del Blindaje:

- Acero de baja activación **EUROFER 97**

para la Cámara de Vacío y las Bobinas superconductoras:

- **ACERO AUSTENÍTICO 316 LN**

Para las inserciones de canales (FCI):

- Carburo de silicio (**SiC**) monolítico con porosidad al 80%

Para el material regenerador de tritio:

- El eutéctico **Pb-15.7Li** con distintos valores de enriquecimiento en ${}^6\text{Li}$ (también funge de auto-refrigerante)

Para la primera pared:

- Material de alto número atómico: **Tungsteno (W)**

Refrigerantes:

- **Helio (He)** para refrigerar la Envoltura y el Blindaje
- **Agua** para refrigerar la Cámara de Vacío y el Divertor

Muchos de los componentes del reactor están constituidos por mezclas de algunos de estos materiales ya que por su configuración geométrica simplificada en forma de capas concéntricas tienen infiltraciones de un material distinto al material constitutivo principal. Por ejemplo, los canales de refrigeración de helio están representados mediante 3 capas en el modelo *simplificado* de "capas de cebolla": acero/He/acero. Ahora, en las capas que corresponden solo al tubo de acero hay que incluir también un pequeño porcentaje de helio y, viceversa, en la capa que corresponde solo al interior del canal (He) se considerará también un cierto porcentaje de acero. O, aún más importante, el blindaje, que funciona también de colector de los canales de helio, en el proceso de simplificación por capas se ha convertido en una sola capa donde se han eliminado los canales de helio pero la composición del material que lo constituye así como su densidad deben tener en cuenta de la presencia de estos canales (aunque no estén físicamente presentes en el diseño). La composición del blindaje inicial, en fracción de volumen, ha resultado ser un 34 % de helio y 66 % de acero, siendo la densidad, ponderada con los porcentajes de cada material, de 5.16 g/cm^3 .

Esto se traduce en MCNPX en poner para cada material esta información:

Mm zaid₁ fraction₁ zaid₂ fraction₂ ...

donde cada uno de los parámetros se explica en la tabla 4.3 extrapolada del manual de MCNP:

Tabla 4.3 Tarjeta de materiales de MCNP [27].

Input Parameter	Description
<i>m</i>	Arbitrary material number; same as material number, <i>m</i> , on cell card. (Section 5.2.1.)
<i>zaid_i</i>	Either a full ZZZAAA.nnX or partial ZZZAAA element or nuclide identifier for each constituent, where a) ZZZ represents the atomic number; b) AAA, if AAA>0, represents the atomic mass number, and if AAA=000 ^o indicates a naturally occurring element; c) nn is the library identifier; and d) X is the class of data.
<i>fraction_i</i>	Fraction of the <i>i</i> th constituent in the material, where if <i>fraction</i> >0, then the value is interpreted as an atomic fraction and if <i>fraction</i> <0, then the value is interpreted as the weight fraction.

Es decir para el material que compone el blindaje (en nuestro caso su número identificativo es el 7), la *card* de materiales es la siguiente:

c material 7 Blindaje: Eurofer 65.93% + He 34.07% c densidad total 5.16 g/cm ³ m7 2003.70c -9.13252E-12 & 2004.70c -1.17955E-05 & 6000.70c -1.09999E-03 & 23000.70c -1.99998E-03 & 24052.70c -7.86094E-02 & 24053.70c -9.08532E-03 & 24054.70c -2.30417E-03 & 25055.70c -3.99995E-03 & 26054.70c -5.00246E-02 & 26056.70c -8.20342E-01 & 26057.70c -2.00287E-02 & 26058.70c -2.59379E-03 & 74182.70c -2.88862E-03 & 74183.70c -1.56735E-03 & 74184.70c -3.37666E-03 & 74186.70c -3.16723E-03 & 73181.70c -9.65326E-08 & 73180.70c -7.99894E-04 & 22047.70c -7.15863E-06 & 22046.70c -7.67813E-06 &	22048.70c -7.39063E-05 & 22049.70c -5.62279E-06 & 22050.70c -5.63299E-06 & 8016.70c -9.99988E-05 & 14028.70c -4.59362E-04 & 14029.70c -2.40905E-05 & 14030.70c -1.65419E-05 & 7014.70c -2.99996E-04 & 13027.70c -9.99988E-05 & 16000.66c -4.99994E-05 & 15031.70c -4.99994E-05 & 27059.70c -4.99994E-05 & 28058.70c -3.35975E-05 & 28060.70c -1.33910E-05 & 28062.70c -1.91496E-06 & 28061.70c -5.91707E-07 & 28064.70c -5.04272E-07 & 29063.70c -3.42493E-05 & 29065.70c -1.57501E-05 & 41093.70c -9.99988E-06 & 42000.66c -9.99988E-06 & 5010.70c -1.84307E-06 & 5011.70c -8.15681E-06 &
--	--

Se observa que para la mayoría de los elementos se ha utilizado la extensión .70c que corresponde a la librería de datos nucleares ENDF/B-VII [45] o en su ausencia (solo para pocos elementos) a las .66c (ENDF66a/B-VI.0) o .42c (ENDL92/LLNL) y que las fracciones de cada isótopo presente en el material son fracciones en peso (identificadas por el signo (-) delante).

Tras explicar porque se ha elegido cada material (en las secciones 4.3.1 - 4.3.5), al final de este capítulo se resume la composición de las capas (tabla 4.7) que representan los elementos reales del reactor en el modelo *simplificado* inicial que seguidamente se modificará para su optimización (capítulo 5).

4.3.1 Elección de la forma química para el Litio: el eutéctico Litio-Plomo

El litio es el único elemento viable con el cual se pueda obtener una regeneración de tritio adecuada. De todas las diferentes formas químicas del litio, como material regenerador que constituye la Envoltura, dos son las que más se han considerado en los diferentes programas de investigación de fusión internacionales: los metales líquidos (litio y litio-plomo) y las cerámicas (Li_2O , LiAlO_2 , Li_5AlO_4 , Li_2ZrO_3 , Li_8ZrO_6 , Li_2TiO_3 , Li_2SiO_3 , Li_4SiO_4 , entre otras) [73]. En el diseño propuesto en este trabajo se ha escogido que el medio regenerador de tritio esté en fase líquida, para que fluya por el interior de la Envoltura Regeneradora. Es decir, se pretende crear un circuito en el cual entre el material fértil en la Envoltura y salga rico en tritio para su posterior tratamiento.

Una de las mayores dificultades en usar los metales líquidos es debida al bombeo de los metales a altas velocidades ($\sim 0,1$ m/s) alrededor del campo magnético.

Litio y litio/plomo ofrecen las mayores tasas de regeneración de tritio, sin el uso de un multiplicador neutrónico como el berilio, especialmente el litio-plomo donde el mismo plomo presente en el material actúa como multiplicador neutrónico debido a la reacción $^{208}\text{Pb}(n,2n)$. Las aleaciones de Li-Pb tienen elevada capacidad y conductividad térmica lo cual es benéfico para la recuperación de calor. Además debido a que los metales líquidos no están sujetos a daño por radiación, la vida útil no es una cuestión a considerar.

La ventaja del Li-Pb sobre el litio es su menor reactividad con agua, aire y hormigón, aunque hay que hacer hincapié en la producción de hidrogeno que se genera cuando el Li-Pb reacciona con el agua. Por esta razón el agua no se considera una solución viable como alternativa para la refrigeración de la envoltura. Solo se ha considerado la posibilidad de usar agua para la refrigeración de la Cámara de Vacío ya que en este componente no hay posibilidad de ningún contacto con el litio-plomo presente en la envoltura. Por lo tanto en nuestro diseño la Envoltura Regeneradora está refrigerada por helio y por el mismo litio-plomo.

La proporción de elementos en una mezcla que tiene menor temperatura de fusión (sólido a líquido) recibe el nombre de eutéctico. En el diagrama de fases de la figura 4.10 se observan las distintas proporciones que dan puntos singulares. El título del eutéctico puede variar entre 15,7 y 16,98 (%at. Li) y su densidad está alrededor de: $\rho=10,52$ g/cm³. En el modelo inicial propuesto en el presente trabajo se ha utilizado el eutéctico compuesto por el 84,3 %at. de Pb y por el 15,7 %at. de Li y con una densidad de 10 g/cm³ [74].

Aunque las reacciones de producción de tritio con ^6Li tienen mayor sección eficaz (figura 4.11) que con ^7Li (para el rango de energías en el cual los neutrones de fusión reaccionan con el blanco de litio) y que la reacción es exotérmica, enriquecer

el litio natural en su isótopo menos abundante, el ${}^6\text{Li}$, no en todos los casos ayuda a mejorar la regeneración de tritio.

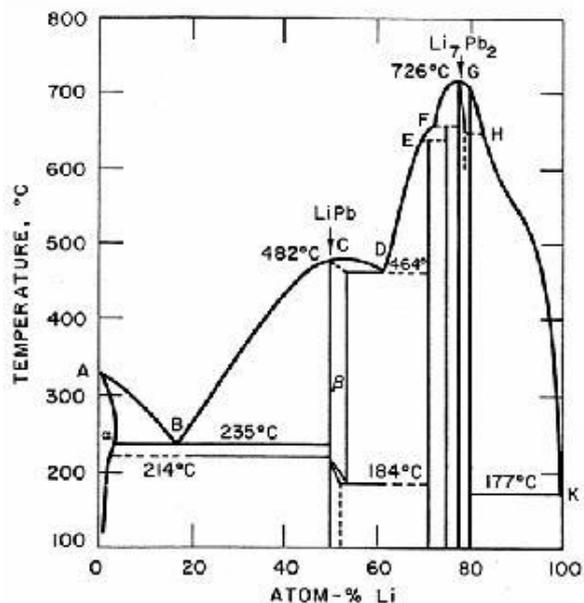


Figura 4.10 Diagrama de fase del LiPb.

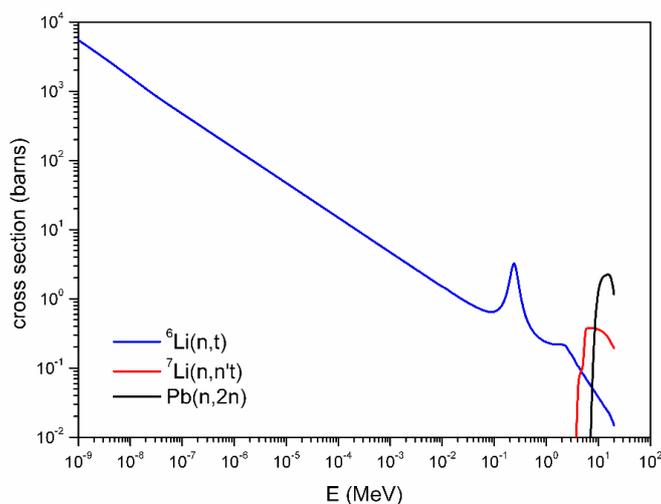


Figura 4.11 Secciones eficaces de ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ y Pb.

En el caso del litio-plomo es conocido que se necesita un enriquecimiento en ${}^6\text{Li}$ mayor del 30%, pero las incertidumbres sobre los valores óptimos han llevado a considerar en este trabajo un estudio más específico sobre la dependencia de la Tasa de regeneración de tritio (TBR) del enriquecimiento el ${}^6\text{Li}$. Por lo tanto se ha procedido a simular distintos porcentajes de enriquecimiento en ${}^6\text{Li}$ para definir la proporción de isótopos que proporciona el mejor rendimiento en términos de regeneración de tritio.

Para los cálculos sobre el modelo *simplificado* (sección 5.3) se ha utilizado una composición de LiPb sin impurezas, las cuales sí se han tenido en cuenta posteriormente tanto para los cálculos de activación como para el análisis del modelo *detallado* (secciones 5.4 y 6.2, respectivamente).

4.3.2 Elección de los refrigerantes

Los posibles candidatos, con sus prestaciones ventajosas por un lado y con sus limitaciones por el otro, están resumidos en la tabla 4.4 la cual incluye metales líquidos regeneradores, agua presurizada, helio y sales fundidas.

Tabla 4.4 Resumen de los refrigerantes con sus ventajas y desventajas [73].

	Attractive Features	Constraints/Unfavorable Features
<u>Liquid Metals</u>	<ul style="list-style-type: none"> ● Positive impact on tritium breeding ● Tritium recovery ● High heat capacity and thermal conductivity ● Low-moderate operating pressure ● Good energy conversion efficiency ● Low activation/afterheat (some for LiPb) ● Good absorption/moderating characteristics (LiPb) ● Noncompressible fluid 	<ul style="list-style-type: none"> ● Corrosion of structure (particularly PCA) ● MHD effects: operating pressure (low for insulated wall) ● Melting temperature above RT: (startup/shutdown) ● Reactivity with air, water, concrete (Li) (LiPb much less reactive) ● High density/weight for LiPb ● Possible liquid metal embrittlement for LiPb
<u>Pressurized Water</u>	<ul style="list-style-type: none"> ● Low-temperature operation ● Cost/availability ● Experience/technology base ● Compatible with all candidate structural materials (?) ● Good heat transfer properties (first wall cooling) 	<ul style="list-style-type: none"> ● High operating pressure (12-15MPa) ● Difficult tritium recovery ● Reactivity with most breeders (Li, LiPb, Li₂O) (precludes use with Li breeder) ● Stress corrosion of structure (particularly SS) ● Containment/leakage/reliability concerns (attributed primarily to high pressure) ● Limited energy conversion efficiency ● Neutron moderating characteristics (at first wall) ● Oxidation of plasma chamber wall in event of leak
<u>Helium</u>	<ul style="list-style-type: none"> ● Non-reactive with environment (safety) ● Not corrosive with PCA or ferritic steels ● Not reactive with other blanket components (safety) ● Tritium recovery is feasible (May not be attractive for primary tritium recovery method) ● Easy cleanup in event of leak to plasma chamber ● Simple startup/shutdown procedure 	<ul style="list-style-type: none"> ● High operating pressure (>5 MPa) ● Requires high operating temperature (>500°C) (Impacts structure limitations) ● Low volumetric heat capacity (Safety) ● Difficult containment (Leakage to plasma chamber) ● Not compatible with vanadium at high temperatures (impurity effects) ● Highly compressible fluid (Failure consideration)
<u>Molten Salt (HTS)</u>	<ul style="list-style-type: none"> ● Low operating pressure ● Tritium recovery feasibility ● High heat capacity 	<ul style="list-style-type: none"> ● High melting temperature (startup/shutdown) ● Reactive with lithium (precludes use with Li breeder) ● Questionable stability (?) (Thermal, radiation, electromagnetic) ● Activation of Na, K and N. ● Not compatible with V-alloys at temperature ● Low thermal conductivity

La ventaja dominante del helio usado como refrigerante reside en su extrema seguridad debida al hecho que el gas helio es un gas inerte y además escasamente contaminante en caso de averías. Los problemas principales están relacionados con su limitada capacidad de refrigeración de la primera pared, su difícil contención y con los límites sobre las temperaturas de operación impuestos por consideraciones sobre el material estructural. Las condiciones de operación para el helio se suponen alrededor de 8 MPa de presión, y una temperatura máxima de 500-525 °C para las estructuras ferríticas y austeníticas.

La elección de LiPb como auto-refrigerante en la envoltura tiene la ventaja de que la doble función regenerador-refrigerante simplifica el sistema de la envoltura ya que las consideraciones de compatibilidad/reactividad de *coolant/breeder* se eliminan y la compatibilidad con la estructura es menos restrictiva.

Los problemas mayores se encuentran en la elevada tasa de corrosión (incluyendo posibles efectos de fragilización) causada por el LiPb, en las dificultades en la contención del tritio debidas a la elevada constante de Sievert que implica elevadas presiones parciales del tritio, y en la elevada densidad (alrededor de 10 g/cm³). Además las consideraciones sobre la corrosión de la estructura (especialmente para los aceros inoxidable, *austenitic steels*) conducen a restricciones sobre la temperatura máxima de operación para el LiPb. Por último las pérdidas de presión MHD producen stress en la estructura.

4.3.3 Elección del material estructural

Una de las mayores ventajas de la fusión frente a la fisión es que no habrá residuos altamente radioactivos que provengan del ciclo de combustible de fusión. La estructura acabará siendo radioactiva debido a la exposición al flujo neutrónico, pero gracias a una elección cuidadosa de los materiales esta radioactividad podrá decaer a valores muy bajos en menos de 100 años. Para conseguir estos bajos niveles de activación es necesario entonces elegir los materiales más adecuados. El éxito en el desarrollo de materiales estructurales de baja activación será un logro formidable, que proporcionará una importante mejora con respecto a los materiales actualmente disponibles, como el acero inoxidable austenítico.

Los tres grupos de materiales estructurales de baja activación bajo consideración en los actuales programas de I+D para DEMO son los *aceros martensíticos*, las *aleaciones de vanadio* y el *carburo de silicio*.

De estos son los aceros martensíticos los que mejor se han estudiado y caracterizado y son los candidatos más probables a medio plazo para una planta de potencia de fusión. Son los materiales candidatos para la primera pared y la envoltura regeneradora, debido a su resistencia a *swelling* (hinchamiento por irradiación), a fatiga térmica y a fatiga por fluencia. La única desventaja frente a sus principales competidores, que son los aceros inoxidables austeníticos, es que son materiales ferromagnéticos con lo que pueden interferir con los campos magnéticos generados en un reactor de fusión. Sin embargo esta interferencia no se considera de impacto para la operación del reactor si se tiene en cuenta en la etapa de diseño [75].

Uno de los principios de diseño y selección de los materiales estructurales para primera pared y envoltura regeneradora es el criterio de baja activación. En los años '80 el *Panel of Low Activation Materials* del DOE (USA *Department Of Energy*) recomendó como objetivo que los materiales estructurales de fusión se clasificaran como Clase C [76]. Esta clasificación significa que la actividad de estos materiales tiene que decaer entre 100 y 500 años para poder ser gestionados como residuo de baja actividad. Para que la radioactividad decaiga y el material se clasifique como Clase C los aceros deben de tener unos contenidos muy reducidos en elementos

aleantes e impurezas que al irradiarse producen isótopos de larga vida de activación.

Los aceros ferrítico/martensíticos de activación reducida (*Reduced Activation Ferritic Martensitic* RAFM) se basan en los aceros F/M tradicionales pero con una composición química que excluya y/o minimice los elementos químicos radiactivamente indeseables (ya que pueden transmutar por la interacción con los neutrones rápidos en elementos radiactivos de larga vida). En el caso de los aceros Cr-Mo los elementos de aleación más críticos son el Mo y Nb que deben ser minimizados. Otros elementos críticos son el Ni, Cu y N pero estos elementos no juegan un papel crítico en las propiedades del material. El tiempo de decaimiento de los radionucleidos producidos al irradiar Nb, Ni y Mo es superior a 10^5 años. Para sustituir el Mo se proponen el W y el V y como alternativa al Nb se plantea el Ta. Por otro lado el Ni se sustituye por Mn en algunos casos. Estas modificaciones en la composición química no afectan a la metalurgia física de estos materiales y además mejoran su tenacidad de fractura manteniendo las propiedades de *creep* y tracción a niveles comparables a los F/M tradicionales [77].

Dentro de las tareas de EFDA (*European Fusion Development Agreement*) se establecieron las especificaciones del acero 9Cr RAFM, llamado **EUROFER**, basadas en los datos previos obtenidos de los aceros F/M de activación reducida OPTIFER, F82H-mod, BATMAN y OPTIMAX. Se fabricaron diferentes coladas de EUROFER97 en los años 1997, 2003 y 2007 en el marco del programa Europeo EFDA. La producción de estos aceros demostró que los aceros de activación reducida pueden ser fabricados a escala industrial, pero no se consiguieron reducir los niveles de impurezas a los valores requeridos, como en el caso del Nb. En la figura 4.12 se comparan las curvas de decaimiento de estos aceros y del hierro puro.

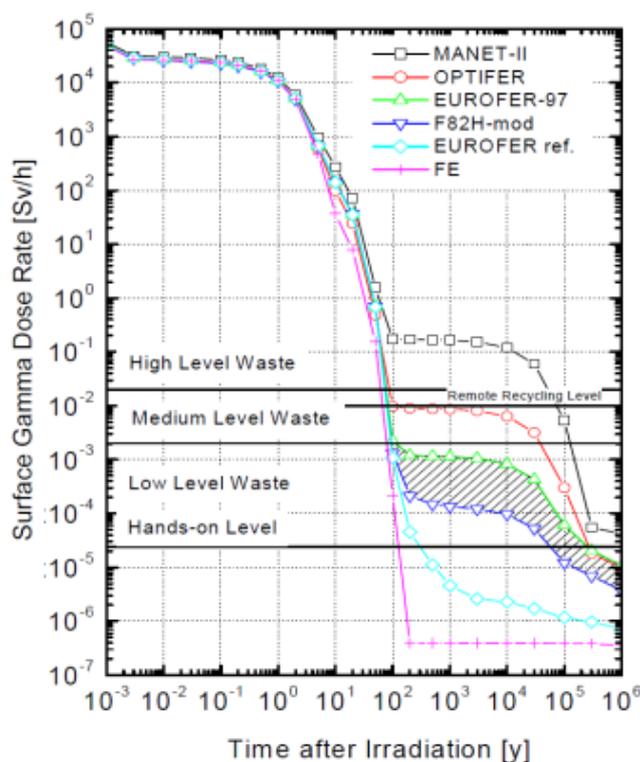


Figura 4.12 Curvas de decaimiento de aceros de baja activación [78].

La composición para el material estructural ferrítico/martensítico utilizado en nuestro diseño se ha determinado conforme a la establecida por [79] y se ajusta a los rangos definidos para las especificaciones del EUROFER de referencia y por las nuevas establecidas tras el análisis de las diferentes coladas de EUROFER97 (1 y 2). En la tabla 4.5 se compara la composición utilizada en nuestro diseño con las del EUROFER97-1 producido por Böhler en 1997 y EUROFER97-2 producido por Saarschmiedde en 2003.

Este material se ha utilizado para la primera pared, para los canales de helio de refrigeración de la envoltura, para el blindaje y para el divertor.

Tabla 4.5 Comparación de la composición del EUROFER usado para este diseño, con el EUROFER97-1 y 2.

	Elemento	EUROFER	EUROFER97-1			EUROFER97-2		
		[79]	[80]		[81]			
			MIN	MAX	Remarks	MIN	MAX	Remarks
			Value	Value		Value	Value	
		(%wt.)	(%wt.)	Target	(%wt.)	(%wt.)	Target	
Elementos aleantes	Cr	9	8,5	9,5	9	8,5	9,5	9
	C	0,11	0,09	0,12	0,11	0,09	0,12	0,11
	Mn	0,4	0,2	0,6	0,4	0,2	0,6	0,4
	V	0,2	0,15	0,25		0,15	0,25	
	N	0,03	0,015	0,045		0,015	0,045	0,03
	P	0,005		0,005			0,005	
	S	0,005		0,005			0,005	
	B	0,001		0,001	ALAP		0,002	ALAP
O	0,01		0,01			0,01		
Elementos de sustitucion	W	1,1	1	2	Tbd??	1	1,2	1,1
	Ta	0,08	0,05	0,09		0,1	0,14	0,12
	Ti	0,01		0,01			0,02	
Elementos radiologic. indeseables	Nb	0,001		0,001	ALAP		0,005	ALAP
	Mo	0,001		0,005	ALAP		0,005	ALAP
	Ni	0,005		0,005	ALAP		0,01	ALAP
	Cu	0,005		0,005	ALAP		0,01	ALAP
	Al	0,01		0,01	ALAP		0,01	ALAP
	Si	0,05		0,05			0,05	
	Co	0,005		0,005	ALAP		0,01	ALAP
As+Sn+Sb+Zr			0,05			0,05		

El acero inoxidable austenítico (SS por *stainless steel*) es largamente utilizado para los componentes *in-vessel* y *ex-vessel* (es decir dentro y fuera de la cámara de vacío) de los reactores de fusión. En particular en ITER, el acero SS316L(N)-IG (IG significa *ITER grade*) se utiliza para la cámara de vacío, líneas de tuberías, envolturas regeneradoras, tuberías que conectan el sistema de refrigeración de la envoltura con el colector y para otras estructuras de ITER.

En el diseño que vamos a estudiar el acero austenítico inoxidable 316LN es el material utilizado para las paredes de la cámara de vacío, para las bobinas superconductoras y para el criostato.

La composición del material utilizada en este trabajo se desglosa en la tabla 4.6. Se observa que se ajusta a los rangos de valores definidos para ITER en el *Material Properties Handbook* [82] y propuesta por [83].

Tabla 4.6 Desglose de la composición del acero austenítico SS316LN utilizada en este trabajo ajustándose al rango recomendado para ITER.

Elemento	Porcentaje en peso %	
	Composición propuesta por EU recomendada para ITER [83]	Este diseño
Fe	bal	68
Cr	17.00-18.00	17
Ni	12.00-12.50	12
Mo	2.30-2.70	2.6
Mn	1.60-2.00	1.6
Si	0.50 max	0.4
N	0.060-0.080	0.06
Cu	0.30 max	0.25
Nb	0.15 max §	0.07
Co	0.25 max	0.19
C	0.015-0.03	0.015
P	0.025 max	0.02
S	0.005-0.010	0.005
B	0.0020 max	0.0015

§ NOTA: Total de Nb + Ta

Cabe recordar que los neutrones de alta energía (14 MeV) dañan estos materiales generando He y H por transmutación y desplazando los átomos de su posición en la matriz y así formando varios tipos de defectos como vacantes e intersticiales [82][83][84]. Tales "daños por desplazamiento", medidos en términos de desplazamiento por átomo (dpa), afectan a las propiedades mecánicas y cambian la microestructura ya que la aglomeración de vacantes e intersticiales en huecos y ciclos de dislocaciones causan *sweeling* (hinchamiento) hasta 500 °C [85][86]. Los efectos en las propiedades mecánicas consisten en endurecimiento (aumento en la resistencia mecánica) y fragilización (disminución de la tenacidad). Los efectos de la irradiación sobre las propiedades mecánicas dependen de la temperatura de irradiación; para irradiaciones por encima de 400 °C muchas propiedades no se ven alteradas [87] aunque pueden ocurrir fenómenos de ablandamiento [88].

El helio puede acumularse en la matriz de los materiales estructurales y resultar perjudicial para la resistencia estructural de los mismos. Además sí se han encontrado efectos considerables en las propiedades de diferentes soldaduras [89][90] lo cual afectaría sobre todo a los componentes permanentes, como la cámara de vacío, que estarán sujetos a irradiación durante toda la vida de la planta. Uno de los requisitos más importantes para la cámara de vacío y las tuberías de refrigeración es la posibilidad de reparar diferentes defectos por soldadura.

La cuestión de la re-soldabilidad del acero tiene un gran impacto en el diseño de los componentes *in-vessel*, y en el diseño y la eficiencia de blindaje contra la radiación

para los módulos. En el tema de la re-soldadura (*reweldability*) del acero austenítico 316L(N)-IG se ha investigado intensivamente a través de los datos del *ITER Materials Assessment Report (MAR)* [89] y recientemente se han publicado otros resultados de un estudio sobre placas gruesas (de 5 y 10 mm) [91]. Resumiendo los datos, ITER ha realizado las siguientes recomendaciones para el contenido máximo de helio en el acero, aceptable para la re-soldadura:

- ≤ 1 appm He para soldar placas gruesas (con soldadura en varias pasadas)
- ≤ 3 appm He para placas delgadas o tuberías (con soldadura en una pasada)

Por lo tanto, para establecer en qué medida la radiación afecta a estos materiales, se ha considerado indispensable no solamente realizar estudios sobre la energía depositada en el material estructural, necesarios para demostrar que se esté operando por debajo de los límites térmicos de resistencia del mismo, sino que además se han evaluado otros efectos producidos por la radiación como son la generación de helio en los aceros EUROFER y austenítico 316LN y el daño por radiación, como se verá en las secciones 5.3.4, 6.4.2 y 6.4.3 donde se analizará el cumplimiento de los límites establecidos para los componentes del diseño.

4.3.4 El Carburo de Silicio para las inserciones de canal

El carburo de silicio (SiC) es un material relativamente nuevo en aplicaciones tecnológicas e industriales. Este material posee propiedades físicas que en conjunto lo convierten en uno de los mejores candidatos para aplicaciones estructurales a alta temperatura: alta dureza (dureza Mohr 13, el diamante tiene 15), gran resistencia a alta temperatura (resistencia a compresión a 1200 °C de 340 MPa), alta conductividad térmica (0,15 cal/Omsk), bajo coeficiente de expansión térmica ($4,3 \times 10^{-6} \text{ K}^{-1}$), su general inercia química, su baja masa específica y buena resistencia al desgaste y a la abrasión [92].

Por otra parte, los materiales celulares poseen una microestructura que está formada por una red interconectada de barras sólidas o láminas. Este tipo de estructura interna les proporciona una serie de propiedades mecánicas muy ventajosas para distintas aplicaciones tecnológicas. Entre ellas destaca su gran capacidad de absorción de energía en impacto. Además, los materiales celulares de celda abierta presentan, a nivel microestructural, una porosidad interconectada. Esta característica los hace útiles en aplicaciones tales como: filtros, intercambiadores de calor, etc.

Los composites continuos de matrices de SiC reforzadas por fibras de SiC (SiC/SiC) son composites cerámicos diseñados para tener modos de fractura pseudos-dúctiles y predecibles, propiedades físicas y mecánicas adaptables y a la vez mantener las ventajas intrínsecas del SiC monolítico. Estos composites SiC/SiC se han estudiado y desarrollado durante décadas por ser materiales prometedores para aplicaciones a alta temperatura como turbinas de gas o sistemas de propulsión aérea. En aplicaciones para fusión y fisión avanzada, se ha manifestado un interés adicional en el SiC y en los SiC/SiC debido a sus excelentes prestaciones bajo irradiación. Además se ha demostrado para el SiC su alto nivel de seguridad debido a sus propiedades de baja activación/bajo decaimiento térmico y su baja permeabilidad al tritio.

En muchos conceptos de envolturas para DEMO se utilizan composites de SiC/SiC. En el diseño en examen en este trabajo los composites de SiC/SiC no se han utilizado como material estructural pero sí se utilizan para las inserciones de canales de LiPb (*flow channel inserts*, FCI). En esta aplicación, un FCI actúa como aislante térmico y eléctrico entre las estructuras de acero y el LiPb, con el propósito de mitigar la caída de presión MHD y permitir que la temperatura de salida del refrigerante sea significativamente más elevada respecto al límite de temperatura para los conductos metálicos. Las temperaturas de diseño de entrada/salida de Litio-Plomo para el modelo C de los EU PPCS son de 480/700 °C. La temperatura de salida de 700 °C corresponde aproximadamente a la temperatura dentro del FCI, mientras la temperatura exterior será 500 °C.

La resistencia mecánica de los composites de carburo de silicio a temperaturas muy elevadas (~1000 °C) hace posible que el sistema se pueda refrigerar con un ciclo directo de helio a alta temperatura. Por otro lado, hay evidencias de que bajo irradiación pueden verificarse *swelling* de las fibras de silicio y disminución de la resistencia por temperaturas del orden de 800-900 °C. También cabe recordar la importancia en desarrollar métodos que mitiguen su permeabilidad a los gases (tritio en especial).

Como en el presente estudio no se analiza el comportamiento mecánico de este tipo de material sino principalmente sus características de aislante térmico bajo irradiación neutrónica, y tampoco se pretenden analizar y comprender los micromecanismos de rotura del material, se ha considerado suficiente utilizar un material *monolítico* de SiC de forma que se evitan las complicaciones debidas a reproducir la estructura matricial y fibrosa de los composites de SiC/SiC. Esta se ha simulado aplicando al material una porosidad del 80% de la manera explicada en [93]. En el citado artículo se estudia la microestructura de un material de SiC poroso de estructura celular abierta. El tamaño de celda típico es 2,4 mm. Las celdas abiertas ocupan el 80% del volumen y las aristas que conforman la estructura sólida tienen una densidad de 2,53 g/cm³, es decir un 79% de la densidad teórica (3,21 g/cm³) del SiC. Medida mediante su peso y su volumen total, la densidad del material es $\rho_c = 0,37 \pm 0,08$ g/cm³. La densidad de las aristas sólidas, determinada por el método de Arquímedes, es $\rho_a = 2,53 \pm 0,02$ g/cm³, inferior al valor para el SiC monolítico $\rho_T = 3,21$ g/cm³ lo que nos indica que existe porosidad interna en las aristas que forman la estructura celular. Es decir, en el diseño aquí propuesto se olvida la microestructura del SiC y sencillamente se utiliza para el material una densidad muy inferior a la teórica (que tenga cuenta de la microestructura y de la porosidad de las aristas) igual a 0,37 g/cm³.

4.3.5 Material de recubrimiento y de primera pared

El recubrimiento de la primera pared del reactor, que se encuentra de cara al plasma, suele estar constituido por berilio ya que este posee número atómico muy bajo y por lo tanto cuando los iones Be son erosionados de la primera pared y entran en el plasma inducen pérdidas por bremsstrahlung parecidas al plasma mismo. No obstante, un material alternativo que se está considerando en muchos diseños y que se ha considerado en el presente trabajo es el tungsteno. Aunque las

impurezas de tungsteno en el plasma causarían elevadas pérdidas por bremsstrahlung, su tasa de erosión es mucho menor (para condiciones tipo ITER es de 0,1 mm por *full-power-year FPY*, es decir, año de operación a plena potencia) que para los materiales de bajo Z como el berilio (alrededor de 3 mm/FPY) [5][94]. Recientemente [95] se ha demostrado la eficacia de distintos métodos de soldadura y pulverización de tungsteno sobre acero, probando la viabilidad de estas técnicas para la fabricación de la primera pared de las envolturas.

Además el uso de tungsteno no tiene impacto en temas de residuos. Una problemática podría ser la transmutación de tungsteno a osmio vía renio bajo irradiaciones prolongadas de neutrones de 14 MeV, lo cual podría producir fragilización; de todos modos esto no es un tema relevante para el material de un recubrimiento (*armour*).

Asimismo, en todos los modelos conceptuales PPCS así como en el modelo aquí estudiado se utiliza una armadura de tungsteno para el divertor. Esta elección permite maximizar la vida útil del divertor, que se asume por lo menos de 2 FPY para un espesor de la armadura de 5 mm, ya que el *sputter* es muy bajo. La única alternativa posible sería el molibdeno aunque este es menos interesante desde el punto de vista de la gestión de residuos.

Tabla 4.7 Espesor y composición de las capas que representan los elementos del reactor en el modelo *simplificado* inicial.

nombre de la capa		espesor (mm)	composición							
			% H ₂ O	% He	% acero	% SiC	% LiPb	%W	%Cu	% vacío
Plasma	Plasma	--								100
	<i>Scrape Off Layer</i>	200								100
Envoltura +Blindaje	Recubrimiento Primera pared	0,01						100		
	Canales de refrigeración: acero	4,99			100					
	helio	40		100						
	acero	5			100					
	Inserciones de canal de SiC	5		5,74	4,33	89,93				
	Regenerador (entrada de LiPb)	342,5		5,74	4,33		89,93			
	Inserciones de canal de SiC	5		5,74	4,33	89,93				
	Canales de refrigeración: acero	5		5,74	94,26					
	helio	40		95,67	4,33					
	acero	5		5,74	94,26					
	helio	40		95,67	4,33					
	acero	5		5,74	94,26					
	Inserciones de canal de SiC	5		5,74	4,33	89,93				
	Regenerador (salida de LiPb)	342,5		5,74	4,33		89,93			
Inserciones de canal de SiC	5		5,74	4,33	89,93					
Blindaje/Colector	150		34,07	65,93						
Divertor	Primera pared	10						100		
	Segunda pared	50							100	
	Tercera pared	140			100					
	Refrigeración	800	100							
Cámara de Vacío	Pared interior	65	4,68		95,32					
	espacio	30			4,18					95,82
	Pared exterior	65	3,5		96,5					
Bobinas	Bobina	500		3,5	96,5					

4.4 SIMULACIÓN DE LA FUENTE DE FUSIÓN

Para simular correctamente el término fuente se ha creado una subrutina externa para el código de simulación Monte Carlo MCNPX 2.6 la cual muestrea la posición de los neutrones emitidos en acuerdo con la distribución de densidad del plasma en un tokamak. Esto significa que se ha adoptado una fuente real de un reactor de fusión, muestreando el término fuente de acuerdo con las ecuaciones que definen la densidad de emisión neutrónica en un plasma.

En principio se podría haber recurrido a una fuente plana monodireccional (dirección radial) de neutrones monoenergéticos (14.1 MeV) o una distribución gaussiana centrada en un pico de 14 MeV. Es cierto que el tiempo disminuiría, tanto en definición como en simulación. Sin embargo, se ha considerado necesario mejorar la fuente ya que el hecho de situar una fuente plana monoenergética o una distribución gaussiana, puede desvirtuar bastante el resultado.

El método de simulación de la fuente ha sido descrito previamente en [96]. De ese proceso se resaltan los siguientes conceptos:

- Las ecuaciones paramétricas que definen las superficies de contorno del plasma, en coordenadas cilíndricas son [97][98]:

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

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 neutrónica (representada en figura 4.13) es:

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

donde P es el factor de pico de la fuente.

- Se ha modificado la subrutina startp.F de MCNPX 2.6 para muestrear las variables de posición XXX, YYY, ZZZ de acuerdo con las ecuaciones descritas anteriormente.
- Los parámetros correspondientes se introducen utilizando la instrucción RDUM en el input de MCNP, es decir:

```

sdef      erg=(energía)      par=n
rdum      R0      a0      κ      δ0      ε      P

```

- La subrutina startup modificada corresponde a una distribución volumétrica que emite de forma isótropa.

Para el modelo estudiado, los parámetros característicos que definen el plasma asumen los valores: $R_0 = 7.5$ m, $a_0 = 3$ m, $\kappa = 1.9$, $\delta_0 = 0.47$, $\varepsilon = 0$, $P = 1.7$

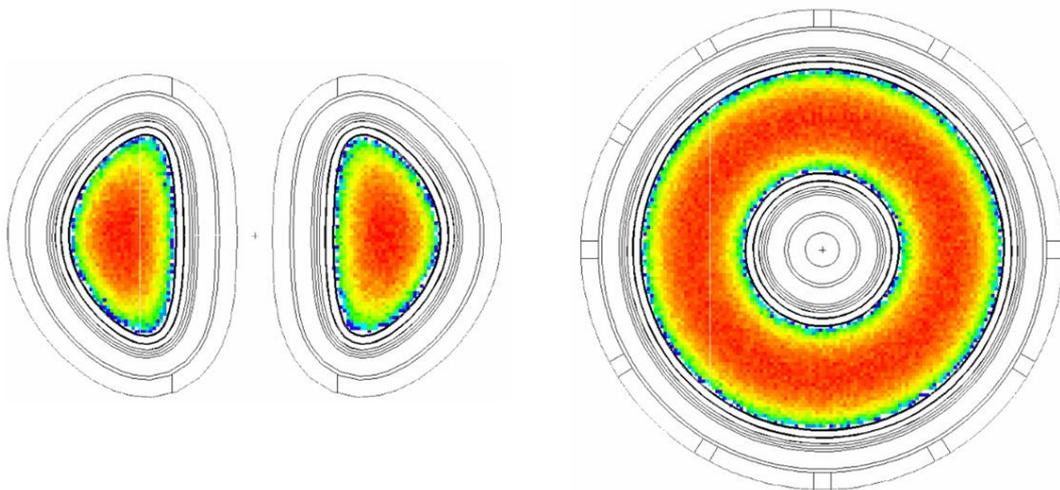


Figura 4.13 Distribución de la fuente de neutrones en el plano (R,z) (imagen a la izquierda) y en el plano (x,y) (imagen a la derecha), simulada con la versión modificada de MCNPX. Las figuras se han generado directamente con MCNPX ("source mesh tally").

4.5 ESTIMACIÓN DE LA RESPUESTA

En MCNP la estimación de la respuesta, es decir de la propiedad o magnitud física que se desea calcular, se hace eligiendo el recuento adecuado cuando se simula un número suficientemente grande de partículas (en nuestro caso se simulan 8×10^8 neutrones en la fuente).

MCNP dispone de diferentes métodos de recuento, denominados *tallies* (o *tally*, en singular). Todos ellos tienen la forma básica:

fn:partícula celdas

n es un número de 1 a 8, que identifica el recuento o tally deseado
partícula es n para neutrones, p para fotones y e para electrones
celdas son los números de las celdas en que se quiere evaluar el recuento

Dos de los recuentos son especialmente útiles para los análisis que aquí se han realizado y son los tallies f4 y f6.

El tally f4 es un estimador de la fluencia (en cm^{-2}) en la celda o celdas consideradas, es decir:

$$F4 = \iiint \Phi(\vec{r}, E, t) dt dE \frac{dV}{V}$$

El tally f6 solo se puede utilizar para fotones y neutrones y es un estimador de la energía depositada (en MeV/g) en la celda o celdas consideradas, es decir:

$$F6 = \iiint H(E)\Phi(\vec{r}, E, t) dt dE \frac{dV}{V}$$

En la tabla 4.8 se resumen los tipos de recuentos junto con su significado físico y las unidades de medida.

Tabla 4.8 Tipos de resultados del código MCNPX.

Tally	Descripción	Fn unidad	*Fn unidad
F1: <pl>	Corriente a través de una superficie	partículas	MeV
F2: <pl>	Fluencia en una superficie	partículas/cm ²	MeV/cm ²
F4: <pl>	Fluencia en una celda	partículas/cm ²	MeV/cm ²
F5a:N o F5a:P	Fluencia en un punto o anillo	partículas/cm ²	MeV/cm ²
F6: <pl>	Energía depositada en una celda	MeV/g	jerks/g
+F6	Calentamiento	MeV/g	N/A
F7:N	Deposición de energía (fisión) en una celda	MeV/g	jerks/g
F8: <pl>	Distribución de pulsos en un detector	nº pulsos	MeV
+F8: <pl>	Deposición	carga	N/A

De esta tabla se observa que el tally F2 es la fluencia de partículas mediada en la superficie y el F4 es la fluencia de partículas mediada en el volumen de la celda.

Otro tally que se ha utilizado especialmente en el análisis del modelo *detallado* (capítulo 6) es el *mesh tally*, que en esencia es una acumulación de tallies F4 (mesh1) cuando se evalúa la fluencia o de tallies F6 (mesh3) cuando se está evaluando la energía depositada en el volumen en cada voxel. Un voxel, análogamente a un pixel (*picture element*), es un *volume element*, es decir un elemento de volumen. El mesh tally puntúa las partículas usando un método idéntico a los tallies F4 y F6, excepto que en este caso el resultado se superpone a la geometría.

Un ejemplo cualitativo de los tres tallies se muestra en la figura 4.14, donde las flechas representan la historia de una partícula individual.

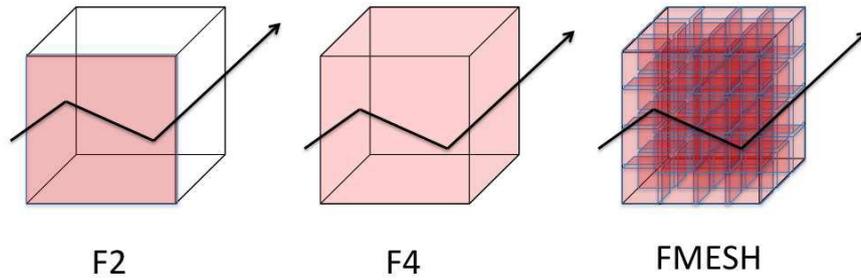


Figura 4.14 Ejemplos de tallies de superficie, de volumen y en voxels para el código MCNP.

Para los mapas de distribución de la producción de tritio, fluencia, producción de helio y dpa en una sección horizontal del reactor (cuyos cálculos se describen en las secciones 6.2.1, 6.4.1, 6.4.2 y 6.4.3, respectivamente) se ha utilizado el mesh tally *rmesh1* en coordenadas cartesianas (xyz). Su salida directa es la fluencia que en este caso está desglosada en valores que ocupan cada uno de los voxels rectangulares de la rejilla seleccionada.

Si al mesh se le añade la reacción de producción de tritio, a través de la card MT 205, en el material LiPb (cuyo identificador es el número 3, en este caso), de la forma:

```
tmesh
  rmesh1:n flux
    cora1 -500 199i 0
    corb1 0 399i 1500
    corc1 10 60
endmd
  fm21 1 3 205
```

se obtiene, como salida del mesh, la distribución de átomos de tritio producidos por cm^3 .

Si se utilizan las secciones eficaces de producción de helio (MT 206 y 207) en acero (material 7) y con las normalizaciones oportunas:

```
fm1 3.2289E+9 7 (206:207)
```

se obtiene la distribución en appm de helio en la sección elegida.

Si se utiliza la sección eficaz de daño (MT 444) en el cobre de la bobina (material 8) y con las normalizaciones necesarias:

```
fm1 3.2289E+7 8 444
```

se obtienen los mapas de daño en dpa en la sección elegida de la bobina. Para el cálculo de daño además se han obtenido mapas en un plano vertical utilizando el mesh *cmesh1* en coordenadas cilíndricas.

Para los cálculos de los mapas de distribución espacial de la energía depositada en los distintos componentes (secciones 6.2.3, 6.2.5, 6.3.2 y 6.3.3) se han utilizado los mesh tallies *rmesh3* para tener datos en una sección horizontal y *cmesh3* para los resultados en una sección vertical del reactor.

Con *rmesh3 total* (la palabra *total*, se usa para tener cuenta de la energía depositada tanto por neutrones como por fotones) ocupando una rejilla rectangular de la forma:

```
rmesh3 total
  cora3 -500 199i 0
  corb3 0 399i 1500
  corc3 10 60
```

se obtienen los valores de energía depositada en MeV por cm³ (en vez que por gramo, como ocurre en el tally de energía F6) debido a que es un mesh estructurado, es decir, un voxel puede caer entre celdas de materiales diferentes siendo incapaz de distinguir los distintos materiales, y por lo tanto la normalización es dada por unidad de volumen en vez que de masa.

El mesh tally *cmesh3* (que utiliza coordenadas cilíndricas, $r\phi$, con el ángulo ϕ en radianes) se ha utilizado para ocupar una rejilla vertical localizada en el plano $\phi=90^\circ$ del reactor:

```
cmesh3 total
  cora3 0 499i 1500
  corb3 -1000 499i 1000
  corc3 1.6
```

Todos los resultados de los tallies se obtienen normalizados por partícula inicial emitida por la fuente y pueden expresarse para diferentes grupos de energía mediante la especificación de los correspondientes bins de energía. A menudo, se necesita especificar el resultado en intervalos de energía. Para ello se utiliza el subcomando *E*.

Comando E

Este comando divide la salida de un tally en intervalos de energía. Es muy útil en combinación con el tally 1 para obtener el espectro energético de las partículas que llegan a una cierta superficie.

Su línea de comandos es la siguiente:

$$En k_1 k_2 \dots k_j$$

donde n es el número de tally al que se refiere, y k_i es el elemento superior del intervalo energético, en MeV; siendo el primer intervalo el que va de 0 a k_1 , tendremos, pues, j intervalos. Si queremos la misma división energética para todos los tallies del problema, substituiremos el número identificativo por 0, fijando así este intervalo para todos los tallies.

5 OPTIMIZACIÓN Y ANÁLISIS DEL MODELO SIMPLIFICADO

5.1 REQUISITOS GENERALES

Tal como se ha explicado previamente en la sección 2.1 la reacción de fusión D-T es la opción preferida como combustible para una planta de fusión ya que presenta la mayor tasa de reacción de todas las reacciones de fusión y requiere una temperatura menor.

Sin embargo el ciclo D-T tiene dos desventajas principales: (1) produce neutrones, que requieren un blindaje adecuado y causan además daño y activación en los componentes de la estructura; (2) la necesidad de regenerar tritio supone una complejidad adicional en cuanto a costes y espacio para la Envoltura de litio.

Por tanto la eficiencia de un diseño debe demostrarse en dos aspectos: regeneración del tritio consumido para asegurar la autosuficiencia en combustible y blindaje de los componentes y en particular de las bobinas superconductoras para asegurar el confinamiento del plasma.

De acuerdo con esto, la optimización del diseño desde el punto de vista neutrónico requiere evaluar una serie de condiciones necesarias para que el modelo de reactor sea viable. Por ende hay que evaluar: 1) si la Tasa de Regeneración de Tritio (TBR) es mayor que 1 (y al menos igual a 1,1) [99][100][101] lo cual, en principio, asegura la autosuficiencia del sistema en combustible, si el tritio se recicla rápidamente; 2) cual es la energía depositada en los componentes, para demostrar que se cumplen los límites estructurales y calcular además cuanto se amplifica la potencia (lo que determina la producción neta de electricidad); 3) si se respetan los límites para la extinción del campo (*quenching*¹⁰) en las bobinas para que se mantenga el estado superconductor de las mismas y se consiga mantener el confinamiento del plasma; y 4) cual es la producción de helio en los materiales estructurales para que no se produzcan daños relevantes.

Los criterios esenciales para determinar las prestaciones de un reactor de fusión se resumen en la tabla 5.1. Se trata tanto de valores mínimos para que el reactor sea eficiente, como de límites máximos para garantizar su funcionamiento y estabilidad a largo plazo.

¹⁰ "Quench": repentina pérdida del campo asociado a la bobina la cual vuelve a su estado resistivo. Cuando se produce un "quench" la bobina abandona su estado superconductor y comienza a disipar energía en forma de calor.

Tabla 5.1 Requisitos de diseño para los componentes del reactor.

REQUISITOS DE DISEÑO DE LA ENVOLTURA REGENERADORA		
Tasa de regeneración de tritio o <i>Tritium Breeding Ratio</i> (TBR)	$\geq 1,1$	
Factor de amplificación de potencia	>1	
LÍMITES ESTRUCTURALES		
Producción de helio (para consentir resoldabilidad - <i>reweldability</i> - del acero estructural, tanto blindaje como cámara de vacío)	≤ 1 appm He	
LÍMITES DE DISEÑO EN LA BOBINA DE CAMPO TOROIDAL	Iniciales [102][103]	¹¹Nuevos [104][105]
Fluencia neutrónica (<i>Integral neutron fluence</i>) en el aislante de epoxi [m^{-2}]	$\leq 2-3 \times 10^{22}$	$\leq 1 \times 10^{22}$
Pico de fluencia neutrónica rápida [m^{-2}] (<i>Peak fast neutron fluence</i>) ($E > 0,1$ MeV) en el superconductor de Nb ₃ Sn	$\leq 1 \times 10^{22}$	
Pico de daño por desplazamiento en el estabilizador de cobre o máxima fluencia de neutrones entre los warm-ups de la bobina de campo toroidal [m^{-2}] (<i>Peak displacement damage to copper stabiliser, or maximum neutron fluence, between TFC warm-ups</i>)	$\leq 1-2 \times 10^{21}$ Equivalente a $0,5-1 \times 10^{-4}$ dpa	
Pico de calentamiento nuclear (máxima densidad de potencia depositada) en el devanado (<i>Peak nuclear heating in winding pack</i>) [W/m^3]	$\leq 5 \times 10^3$	$\leq 0,05 \times 10^3$

Para la bobina de campo toroidal, el límite considerado en los análisis del modelo *simplificado* ha sido el de calentamiento nuclear en el devanado, igual a 5×10^3 W/m³. Los otros parámetros sólo se han estudiado en el modelo *detallado* (Capítulo 6) donde las otras estructuras presentes en la bobina (aislante, superconductor, estabilizador) se han modelado con suficiente detalle para determinar el efecto de la radiación sobre ellas.

¹¹ Los requerimientos iniciales basados en [102][103] son los que se han utilizado como referencia para la optimización del modelo *simplificado* (Capítulo 5). Los nuevos requerimientos [104][105] solo se han considerado en la segunda parte del trabajo (Capítulo 6) sobre la optimización del diseño *detallado* ya que han sido el resultado de una revisión por parte del organismo europeo EFDA realizada en Noviembre de 2011 y publicada en 2013, cuando la primera parte del trabajo ya se había completado.

5.2 OPTIMIZACIÓN NEUTRÓNICA DEL MODELO SIMPLIFICADO

El resultado de las primeras simulaciones realizadas con MCNPX 2.6 mostraron que la Cámara de Vacío (*Vacuum Vessel - VV*) utilizada en el diseño inicial era demasiado pequeña para la potencia de reactor DEMO en estudio, ya que se habían utilizado dimensiones parecidas a la Vasija de Vacío de ITER cuya potencia es netamente inferior a la de DEMO.

Las dimensiones utilizadas en el modelo inicial (modelo 1) para la VV eran 60 mm para la pared interior, un espacio vacío de 40 mm y una pared exterior de otros 60 mm. Las paredes de la VV están formadas por acero austenítico (*Austenitic Steel*) 316LN y refrigeradas por agua (en realidad se ha considerado un material mixto, compuesto de acero y agua en proporciones idénticas a la proporción de volumen real). Con estos parámetros la densidad de potencia depositada en las bobinas magnéticas era $1,05 \times 10^5 \text{ W/m}^3$ en su valor de pico (*peak nuclear heating*), es decir 20 veces superior al límite de *quenching* establecido inicialmente en $5 \times 10^3 \text{ W/m}^3$ (tabla 5.1).

Por otro lado este modelo permitió obtener un valor para el TBR de 1.16, utilizando litio enriquecido al 50% en ^6Li , y de 1.28 con litio enriquecido al 90% en ^6Li (en este caso el *peak nuclear heating* en las bobinas aumentó hasta $6,9 \times 10^4 \text{ W/m}^3$), en ambos casos, por encima del valor de referencia de 1,1 necesario para asegurar la autosuficiencia de combustible. A la vista de estos resultados se hizo patente que había que mejorar el diseño sobre todo a nivel de blindaje debido a que el criterio sobre el TBR ya se cumplía con amplio margen en la versión inicial.

Existen dos requerimientos esenciales que han de cumplirse para el blindaje: 1), proteger las bobinas superconductoras que generan el campo toroidal (TF coils) y 2) garantizar que los componentes permanentes hechos de acero, tales como la cámara de vacío, se puedan re-soldar.

Las bobinas toroidales tienen que estar protegidas de la radiación que penetra la envoltura, el blindaje y la cámara de vacío. Las cargas radiactivas más cruciales para las bobinas toroidales son la fluencia de neutrones rápidos en el superconductor, el pico de calentamiento nuclear (*peak nuclear heating*) en el devanado (*winding pack*), el daño debido a radiación en el estabilizador de cobre y la dosis absorbida en el aislante de resina epoxi. En la tabla 5.2 se muestran los límites de radiación de diseño para las bobinas según lo elaborado para ITER [106][107] y extrapolado para condiciones DEMO [102][103] para esta fase inicial de diseño y optimización del modelo *simplificado*. Como se verá más adelante, estos límites han cambiado en el transcurso de este proyecto (publicados en 2013) suponiendo unas restricciones más duras que se han tenido en cuenta en la segunda parte de este proceso de optimización.

Con respecto a la re-soldadura de los aceros, los datos y estudios existentes permiten asumir que la re-soldadura es posible para concentraciones de helio (producido en el material por acción de la radiación neutrónica con los componentes) inferiores a 1 appm [108]. El resultado de la producción de helio en

el acero se ha estudiado, como se discute en la sección 5.3.4, para el modelo *simplificado* ya optimizado.

Tabla 5.2 Límites de irradiación de diseño para las bobinas superconductoras toroidales utilizados como referencia en esta parte del trabajo.

LÍMITES DE DISEÑO EN LA BOBINA DE CAMPO TOROIDAL	ITER [106][107]	DEMO Iniciales [102][103]
Fluencia neutrónica (<i>Integral neutron fluence</i>) en el aislante de epoxi [m ⁻²]	1×10^{22} Equivalente a 1×10^7 Gray	$2-3 \times 10^{22}$
Pico de fluencia neutrónica rápida (<i>Peak fast neutron fluence</i>) (E>0,1 MeV) en el superconductor de Nb ₃ Sn [m ⁻²]	$0,5-1 \times 10^{22}$	1×10^{22}
Pico de daño por desplazamiento en el estabilizador de cobre o máxima fluencia de neutrones entre los warm-ups de la bobina de campo toroidal (<i>Peak displacement damage to copper stabiliser, or maximum neutron fluence, between TFC warm-ups</i>) [m ⁻²]	$1-2 \times 10^{21}$ Equivalente a $0,5-1 \times 10^{-4}$ dpa	1×10^{-4} dpa
Pico de calentamiento nuclear en el devanado (<i>Peak nuclear heating in winding pack</i>) [W/m ³]	1×10^3	5×10^3

Para esta parte del estudio, sobre la optimización del modelo *simplificado*, se ha tomado como criterio vinculante la máxima densidad de potencia depositada, establecida en 5×10^3 W/m³ en 2009. La ausencia, en esta fase del diseño, de un modelado detallado para la estructura de la bobina que incluyese todos sus componentes, no ha permitido evaluar los otros criterios. Por ello y puesto que los límites sobre el epoxi y el estabilizador de cobre son más estrictos que la densidad de potencia máxima depositada en el devanado (*PNH* en el *winding pack*) se ha procurado cumplir este último criterio con un orden de magnitud de margen para así suponer que los otros criterios se cumplirían más fácilmente con el modelo *detallado*.

Tras los resultados iniciales expuestos anteriormente se decidió revisar las especificaciones utilizadas y se optó por proceder con un proceso de optimización de la geometría que mantuviera las dimensiones lo más reducidas posible, cumpliendo a la vez con los requisitos esenciales para el funcionamiento y la viabilidad del reactor.

5.2.1 Primera Optimización. Modificación de los espesores

La primera opción fue aumentar gradualmente el espesor de las paredes de la Cámara de Vacío (VV), reduciendo el espacio hueco entre ellas, hasta llegar a una única capa maciza de acero. De esta forma se mantendrían constantes las

dimensiones globales del reactor sin tener que modificar las bobinas toroidales (*TF coils*) superconductoras cuya construcción resulta realmente crítica.

A continuación se muestran los resultados obtenidos con las diferentes configuraciones ensayadas (los cambios de un modelo a otro están resaltados en negrita y cursiva):

Modelo 2:

Dimensiones VV:

Pared interna (acero austenítico + H₂O 4,7 %vol.)=65 mm

Distancia entre paredes= 30 mm

Pared externa (acero austenítico + H₂O 3,5 %vol.)= 65 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m³) = 6,16 x 10⁴

TBR= 1,27

M_E (Factor de multiplicación de energía)=1,16

Modelo 3:

Dimensiones VV:

Pared interna=70 mm

Distancia entre paredes= 20 mm

Pared externa= 70 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m³) = 5,94 x 10⁴

TBR= 1,27

M_E (Factor de multiplicación de energía)=1,16

Modelo 4:

Dimensiones VV:

1 sola pared de acero=160 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m³) = 4,92 x 10⁴

TBR= 1,27

M_E (Factor de multiplicación de energía)=1,16

Habiendo observado que las variaciones en la densidad de potencia depositadas eran insuficientes a pesar de los cambios realizados, se decidió aumentar el espesor del Blindaje, 150 mm en la versión inicial, a 200 mm y luego a 300 mm, volviendo a poner una pequeña separación entre las dos paredes de la Cámara de Vacío (VV).

Modelo 5:

Dimensiones VV:

Pared interna=70 mm

Distancia entre paredes= 20 mm

Pared externa= 70 mm

Dimensiones Blindaje:

Pared de 34 % helio y 66 % acero= 200 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m³) = 5,41 x 10⁴

$$TBR = 1,27$$

$$M_E \text{ (Factor de multiplicación de energía)} = 1,16$$

Modelo 6:

Dimensiones VV:

Pared interna=70 mm

Distancia entre paredes= 20 mm

Pared externa= 70 mm

Dimensiones Blindaje:

*Pared de 34 % helio y 66 % acero= **300 mm***

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m^3) = 4×10^4

$$TBR = 1,3$$

$$M_E \text{ (Factor de multiplicación de energía)} = 1,17$$

Los resultados de esta primera secuencia de cálculos se resumen en la tabla 5.3.

Tabla 5.3 Resultados principales de los modelos *simplificados* tras una primera optimización sobre los espesores de la Cámara de Vacío y del Blindaje.

modelo	Blindaje	Cámara de Vacío (mm)			Resultados		
		Pared Interior	Gap	Pared Exterior	TBR	PNH* (W/m^3)	M_E^{**}
1	150	60	40	60	1,16⁽¹⁾	1,05x10⁵	-
1.1	150	60	40	60	1,28⁽²⁾	6,87x10⁴	-
2	150	65	30	65	1,27	6,16x10⁴	1,16
3	150	70	20	70	1,27	5,94x10⁴	1,16
4	150	160	-	-	1,27	4,92x10⁴	1,16
5	200	70	20	70	1,27	5,41x10⁴	1,16
6	300	70	20	70	1,3	4x10⁴	1,17

*Peak nuclear heating in TF coils (Pico de densidad de potencia depositada en la bobina de campo toroidal), **Factor de multiplicación de energía

(1) 50% de enriquecimiento en Li-6, (2) 90% de enriquecimiento en Li-6

5.2.2 Segunda Optimización. Mejora de la moderación neutrónica

Tras comprobar que cambios pequeños en la geometría no eran suficientes para reducir de forma sustancial la densidad de potencia depositada en las bobinas, se optó por tratar de mejorar la moderación neutrónica proporcionada por los materiales de las paredes de la Cámara de Vacío (VV) y sustituir el vacío entre ambas por un material moderador.

Se decidió primero utilizar sólo agua. Luego, agua borada y además una capa de tungsteno delante de la pared interna de la VV. El agua borada¹² es un óptimo moderador de la radiación neutrónica (debido a su contenido en hidrógeno y a la

¹² El contenido de boro en el agua borada utilizado es de 1,32 % wt. a 40 °C [109][110] y se adopta un enriquecimiento del 95 % de ¹⁰B en boro para mejorar las prestaciones de blindaje neutrónico. La densidad del agua borada es de 1,008 g/cm³.

presencia del boro especialmente eficaz para neutrones de baja energía), mientras que los elementos de elevado Z como el tungsteno absorben la radiación gama.

Con estas modificaciones, los resultados obtenidos fueron:

Modelo 7:

Dimensiones VV:

Pared interna=70 mm

Espesor de **agua**= 20 mm

Pared externa= 70 mm

Dimensiones Blindaje:

Pared de 34 % helio y 66 % acero= 300 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m^3) = $1,86 \times 10^4$

TBR= 1,3

M_E (Factor de multiplicación de energía)=1,17

Modelo 8:

Dimensiones VV:

Pared de tungsteno=10 mm

Pared interna=55 mm

Espesor de agua borada= 30 mm

Pared externa= 60 mm

Dimensiones Blindaje:

Pared de 34 % helio y 66 % acero= 300 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m^3) = 1×10^4

TBR= 1,3

M_E (Factor de multiplicación de energía)=1,16

5.2.3 Tercera Optimización. Modificación completa de la Cámara de Vacío y el Blindaje

Teniendo en cuenta de las especificaciones de diseño utilizadas en los EU PPCS [5] y otras referencias bibliográficas [110] acerca de las dimensiones de la Cámara de Vacío (VV) se decidió optar por un cambio radical de sus dimensiones adoptando un espesor entre paredes mucho mayor (20 cm), resultando un espesor total para la VV de 35 cm. Aun así, estos valores siguen siendo bastante inferiores a los utilizados en las citadas referencias (VV de 70 cm para el modelo C, VV de 42 cm para el modelo D de los EU PPCS y VV de 19,2/24,2 cm (IB/OB) para el JT-60SA cuya potencia es de solos 41 MW).

Modelo 9:

Dimensiones VV:

Pared interna=70 mm

Espesor de agua borada= 200 mm

Pared externa= 70 mm

Dimensiones Blindaje:

1 sola pared de 34 % helio y 66 % acero= 300 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m^3) = $3,16 \times 10^2$

TBR= 1,28

M_E (Factor de multiplicación de energía)=1,15

Con este modelo se conseguía finalmente reducir la densidad de potencia depositada en las bobinas por debajo de los límites establecidos para su *quenching* ($5 \times 10^3 \text{ W/m}^3$) y con un orden de magnitud de margen, suficiente para considerar que los mismos límites se cumplirían en un modelo más detallado, así como también los otros criterios sobre el epoxi, el superconductor y el estabilizador.

Algunos problemas de diseño han obligado a introducir cambios en la distribución de los circuitos de refrigeración de helio, y por ende, cambios en la estructura del colector/blindaje. En el modelo inicial de reactor desarrollado por el grupo de diseño del programa TECNO_FUS [56] descrito en la sección 4.1, el helio pasaba por varios colectores (figura 5.1) que concentraban todo el caudal en secciones de paso muy pequeñas, con codos y obstáculos, por lo que las pérdidas de carga y los esfuerzos en estas zonas resultaban muy altos.

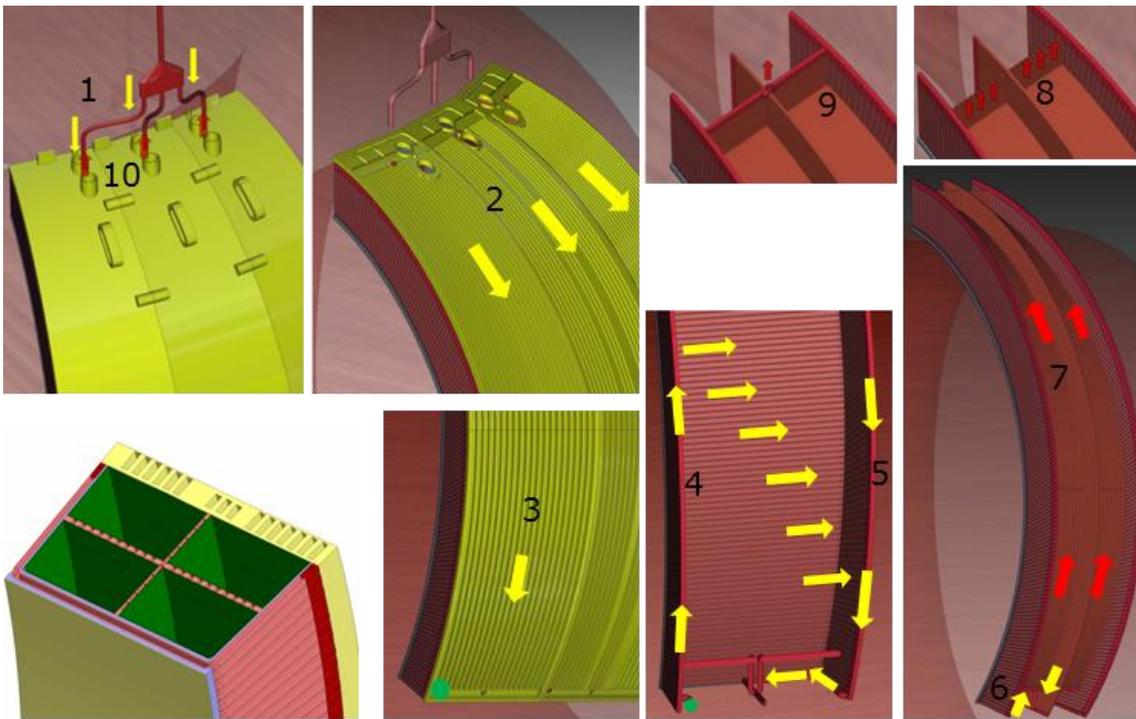


Figura 5.1 Ciclo de refrigeración inicial: 1) entrada de helio a través del colector principal que se bifurca en 3 envolturas; 2) el Blindaje/Manifold de cada envoltura distribuye el helio a través de canales que lo atraviesan de arriba a abajo (3); a través del conector (en verde) el helio entra en el colector principal vertical (en rojo) refrigerando la pared lateral de la envoltura (4); los canales giran refrigerando la primera pared (flechitas amarillas horizontales), giran de nuevo hacia la otra pared lateral y se recolectan en el colector vertical (rojo) (5); el helio entra en otro colector que alimenta la cruceta interior (que divide la envoltura en 4 canales); el helio refrigera la capa radial de la cruceta subiendo y bajando (6), luego el helio sube por la pared toroidal de la cruceta (7); sale a través de los orificios que se encuentran en la parte más alta (8) es recolectado (9) y sale (10) directamente sin pasar por el blindaje. Abajo a la izquierda se muestra una parte de la envoltura: se ve la primera pared (marrón), los canales de refrigeración tanto de paredes como la cruceta interior (en rosa), los canales de LiPb (en verde), las paredes de Eurofer (en violeta), los colectores (en rojo) y el Blindaje/Manifold (en amarillo) con los orificios para la refrigeración.

Para evitar esta situación, se han modificado tanto el diseño del blindaje como el recorrido de los canales de helio [111] (figura 5.2), dando como resultado los siguientes cambios:

- se paraleliza al máximo el flujo, evitando colectores innecesarios
- la primera pared y la cruceta interior forman parte de un único recorrido continuo
- se crean flujos en contracorriente para estabilizar gradientes térmicos
- se diseñan una placas apiladas, con canales labrados
- el blindaje actúa, además, como distribuidor y recolector de los canales de helio, teniendo la doble labor de entrada y salida (habiendo por tanto el doble de canales de helio que los considerados anteriormente).

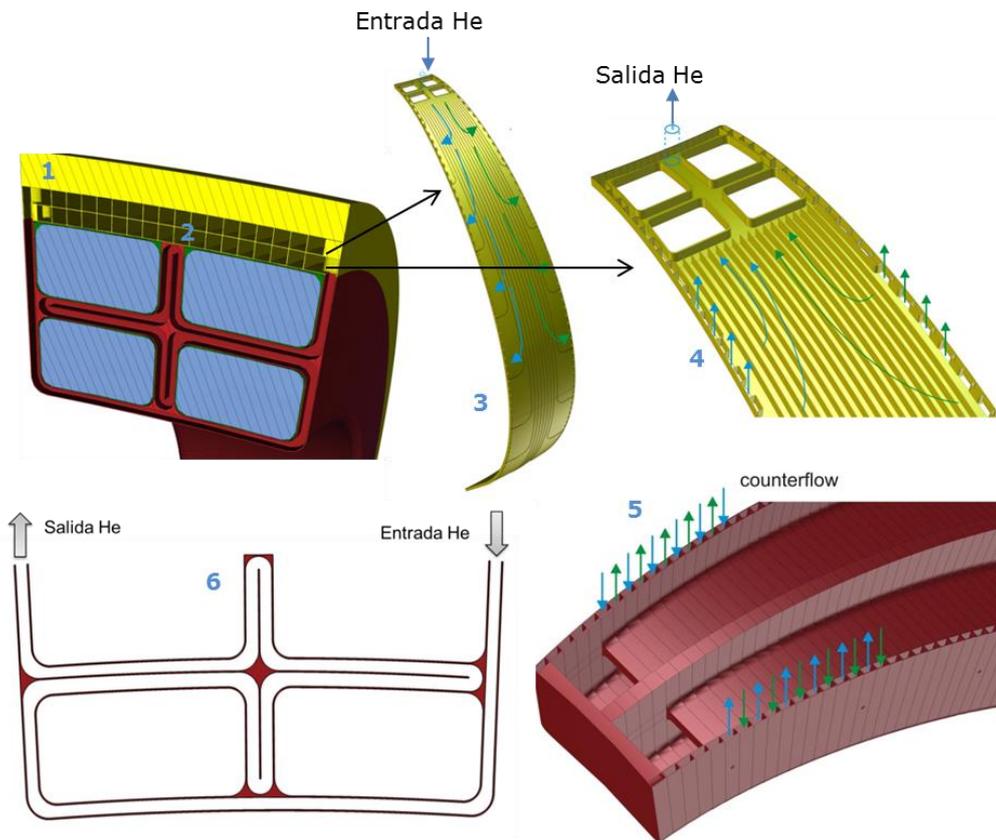


Figura 5.2 Ciclo de refrigeración modificado: se observa que la función de Blindaje (1) y Manifold (2) está separada en el modelo CATIA aunque el modelo neutrónico *simplificado* considera un único material con composición mixta equivalente para todo el espesor. El Manifold hace tanto de distribuidor del helio de entrada (capa más exterior, 3) como de recolector del helio de salida (capa más interior, 4). Los canales de entrada distribuyen el helio a diferentes alturas (3: flechas verdes y azules) de las paredes de la envoltura y allí entran en contracorriente (5: se ve que en un canal entran por la derecha y salen por la izquierda y en el canal siguiente justo debajo entran por la izquierda y salen por la derecha). Dentro de la envoltura (6) el helio pasa por la pared lateral, la primera pared, mitad de la otra pared lateral, atraviesa la cruceta interior y sale por la otra mitad de la pared lateral de forma continua. El helio es recolectado a distintas alturas (4: flechas azules y verdes) por canales puestos en la capa inferior del Manifold de manera que este tiene el doble de canales de helio que el circuito anterior.

En el estudio de todas las versiones desarrolladas para optimizar el modelo *simplificado* no se ha distinguido la zona colectora (*Manifold*) de la zona de blindaje

propriadamente dicha, asumiendo para todo el grosor (30 cm en las versiones finales del modelo) un único material mixto.

En la última versión (modelo 9.1), con el nuevo blindaje, se ha considerado una composición mixta de 38,5 % de acero y 61,5 % de helio correspondiente a una estimación en la que se dobla el porcentaje de helio y se reduce a la mitad el de acero para tener en cuenta de que hay el doble de placas de canales de helio en el colector (*Manifold*)¹³. Con este blindaje el pico de densidad de potencia en las bobinas toroidales subía a $3,8 \times 10^2 \text{ W/m}^3$.

Puesto que la representación simplificada de la bobina como una mezcla de materiales no permite evaluar otros parámetros que resultan más críticos, se realizó una última mejora en la estructura de la VV, añadiendo tungsteno en la pared interior y ensanchando las paredes.

De acuerdo con lo anterior, el que se considera el modelo resultante del proceso de optimización del diseño *simplificado* es el siguiente:

Modelo 10:

Dimensiones VV:

W=10 mm

Pared interna=100 mm

Espesor de agua borada= 200 mm

Pared externa= 100 mm

Dimensiones Blindaje:

1 sola pared de ***38,5 % acero y 61,5 % helio***= 300 mm

Resultados:

Densidad de potencia depositada en la bobina (W/m^3) = $1,6 \times 10^2$

TBR= 1,28

ME (Factor de multiplicación de energía)=1,16

En la tabla 5.4 se muestran los resultados principales para todas las versiones examinadas.

¹³ Esto en realidad falsea los resultados (aunque de manera conservadora) ya que la zona de *Manifold* o colectora de helio ocuparía como mucho la mitad (15 cm) del espacio a disposición, quedando los restantes 15 cm destinados solamente a la función de blindaje y por lo tanto con un porcentaje muy pequeño de helio (un 10%). Por lo tanto, en los análisis que se describen en el capítulo 6 sobre las optimizaciones del modelo de detalle, la composición de toda la zona de 30 cm de Manifold+Blindaje se ha estimado en un 66% de acero y 34% de helio, que es la composición media real entre manifold y blindaje.

Tabla 5.4 Resultados principales de todas las versiones de los modelos *simplificados* tras las optimizaciones de los espesores y materiales utilizados para la Cámara de Vacío y el Blindaje.

modelo	Blindaje	Cámara de Vacío (mm)				Resultados		
		W	Pared Interior	Gap	Pared Exterior	TBR	PNH* (W/m ³)	M _E **
1	150	-	60	40	60	1,16⁽¹⁾	1,05x10⁵	-
1.1	150	-	60	40	60	1,28⁽²⁾	6,87x10⁴	-
2	150	-	65	30	65	1,27	6,16x10⁴	1,16
3	150	-	70	20	70	1,27	5,94x10⁴	1,16
4	150	-	160	-	-	1,27	4,92x10⁴	1,16
5	200	-	70	20	70	1,27	5,41x10⁴	1,16
6	300	-	70	20	70	1,3	4x10⁴	1,17
7	300	-	70	20 ⁽³⁾	70	1,3	1,86x10⁴	1,17
8	300	10	55	30 ⁽⁴⁾	60	1,3	1x10⁴	1,16
9	300	-	70	200	70	1,28	3,16x10²	1,15
9.1	300 ⁽⁵⁾	-	70	200	70	1,28	3,8x10²	1,15
10	300	10	100	200	100	1,28	1,6x10²	1,16

*Peak nuclear heating in TF coils (Pico de densidad de potencia depositada en la bobina de campo toroidal), **Factor de multiplicación de energía

Los cambios se indican por primera vez con ^(nº) y se mantienen en el modelo siguiente:

(1) 50% de enriquecimiento en Li-6, (2) 90% de enriquecimiento en Li-6

(3) se utiliza agua en el gap entre las dos paredes de la cámara de vacío

(4) se utiliza agua borada en el gap entre las dos paredes de la cámara de vacío

(5) la composición del Blindaje cambia para tener cuenta que el *Manifold* funciona tanto para la entrada como la salida de helio

5.3 RESULTADOS DE LA SIMULACIÓN DEL TRANSPORTE PARA EL MODELO SIMPLIFICADO OPTIMIZADO

Utilizando la versión final del modelo *simplificado* (modelo 10 descrito en la sección anterior) se han analizado los parámetros que determinan el comportamiento del reactor. En particular se han calculado:

- la fluencia neutrónica en toda la estructura;
- los espectros neutrónicos en los distintos componentes del reactor;
- la distribución radial y poloidal de la potencia depositada en los canales "banana-shaped" de LiPb;
- la distribución poloidal de potencia depositada en las bobinas toroidales para encontrar los puntos calientes o zonas de máxima deposición;
- la potencia depositada en todos los componentes del reactor;
- la tasa de regeneración de tritio, TBR, en función del enriquecimiento del Li en ${}^6\text{Li}$ (se han usado distintos valores de enriquecimiento: Li natural - al 7,5% en ${}^6\text{Li}$ - y al 20%, 50%, 60%, 70%, 80% y 90% en ${}^6\text{Li}$);
- distribución poloidal del TBR en los dos canales (entrada/salida) de LiPb;
- distribución radial del TBR en los dos canales de LiPb cambiando sus espesores (manteniendo el espesor total), para comprobar si mejoraría o no el resultado a tener el canal más cercano a la fuente más pequeño o más grande;
- la producción de helio en todos los componentes del reactor;
- distribución poloidal de la producción de helio en los canales de LiPb.

A continuación se detallan los resultados esenciales obtenidos.

5.3.1 Blindaje de las bobinas de campo toroidal

Los cálculos de blindaje se han realizado considerando la geometría descrita anteriormente (*modelo 10*) y cuyos espesores para el Blindaje y la Cámara de Vacío permiten cumplir los límites de irradiación previamente establecidos.

La figura 5.3 muestra la tasa de fluencia neutrónica desde la primera pared de tungsteno, hasta las bobinas toroidales (*TF coils*) y el Criostato.

La tasa de fluencia se atenúa fuertemente sólo en la zona correspondiente al Blindaje (*Shield*) y a la Cámara de vacío (*Vacuum Vessel*), debido a la elección de la composición de los materiales y a las dimensiones de los componentes, mientras que en los 80 cm ocupados por la zona de la Envoltura la tasa de fluencia se atenúa solo de un orden de magnitud. En total en los 71 cm que ocupan el blindaje (30 cm) y la cámara de vacío (41 cm) la tasa de fluencia decae de más de 4 órdenes de magnitud. Por lo tanto desde la primera pared hasta la última capa de la cámara de vacío la fluencia neutrónica cae de 6 órdenes de magnitud.

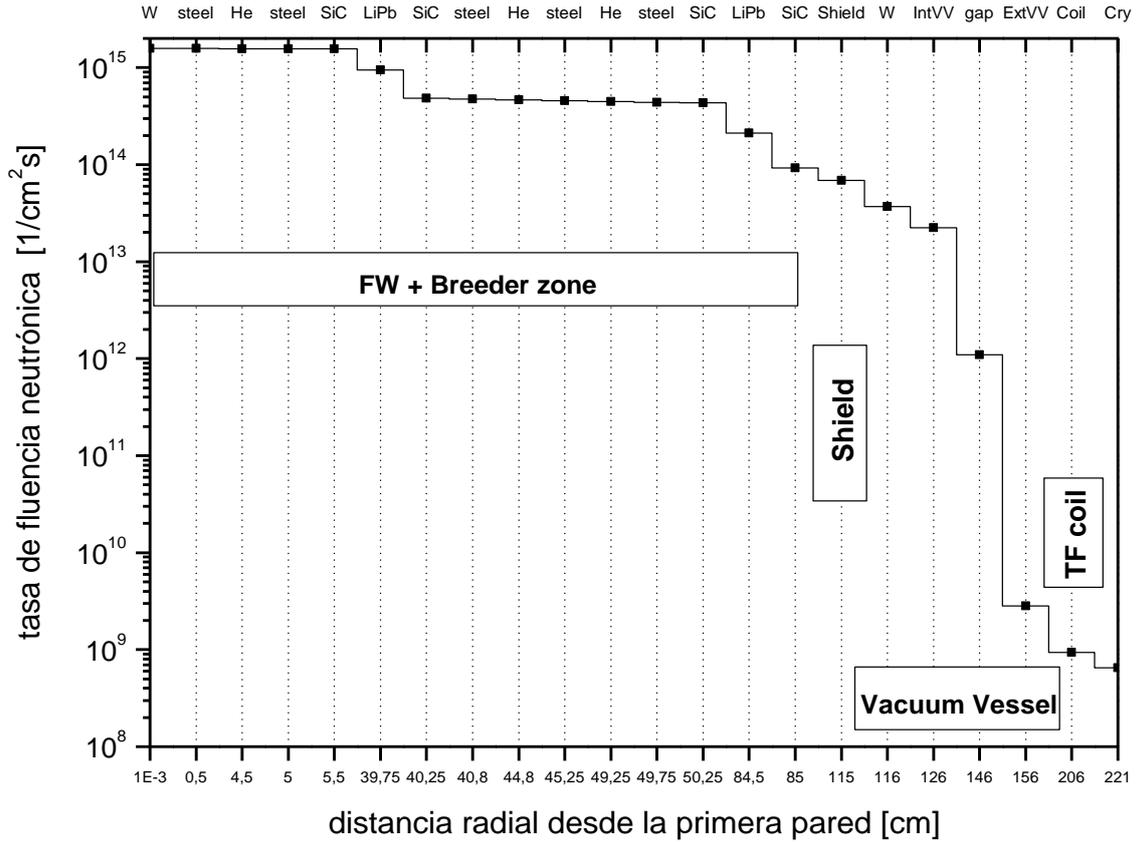


Figura 5.3 Tasa de fluencia neutrónica en los distintos componentes del reactor.

Teniendo como referencia los límites de la tabla 5.1 se ha calculado la densidad de potencia depositada en las bobinas toroidales buscando el valor de pico de calentamiento nuclear. Para ello se han definido planos paralelos a varias alturas de la bobina (figura 5.4), calculando así en cada sección la deposición local de potencia. Este procedimiento se ha utilizado para obtener los valores de pico de todas las versiones simplificadas examinadas anteriormente.

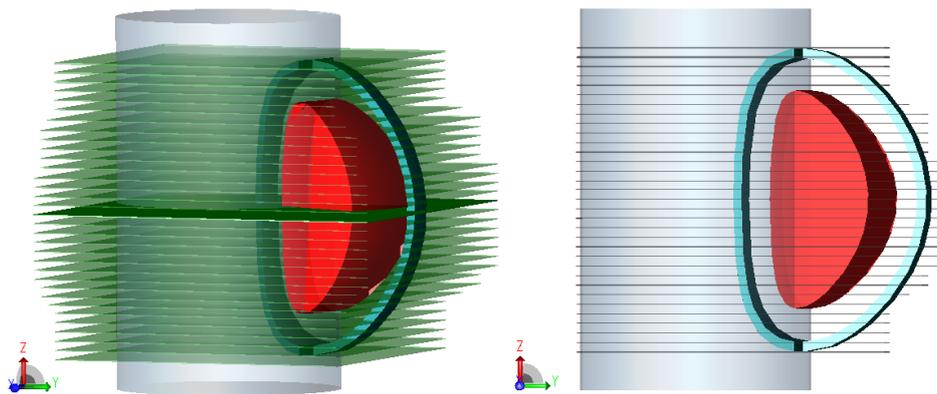


Figura 5.4 Configuración utilizada para el cálculo de la distribución poloidal de la potencia depositada en la bobina magnética toroidal. Se interseca la bobina con una superficie cilíndrica, de 6m de radio, que separe la bobina en dos zonas (una zona interior al cilindro y otra exterior) y se corta mediante 33 planos puestos a distintas alturas del eje z, desde 8 m a -8 m, respecto al plano ecuatorial, cada 50 cm (a 800, 750, 700, ... 50, 0, -50, ..., -700, -750, 800 cm). El cálculo se realiza en cada sector de la bobina contenido entre dos planos contiguos, y distinguiendo la zona interior de la exterior del cilindro. Los valores se normalizan al volumen de cada sector de la bobina contenido entre dos planos.

En la figura 5.5 se muestra la distribución poloidal de la densidad de potencia depositada en las bobinas, distinguiendo la parte interior de la estructura (*inboard*), de la parte exterior (*outboard*) de la misma. Se observa que el valor de pico está en la zona interior de la bobina, en el plano que se encuentra a 1 m del plano ecuatorial, y es igual a $1,6 \times 10^2 \text{ W/m}^3$. Este valor es claramente inferior al límite establecido para DEMO ($5 \times 10^3 \text{ W/m}^3$). Es decir, con estas especificaciones de diseño para la cámara de vacío y el blindaje se consigue estar por debajo del límite de *quenching* de las bobinas que supondrían la pérdida del estado superconductor de las mismas.

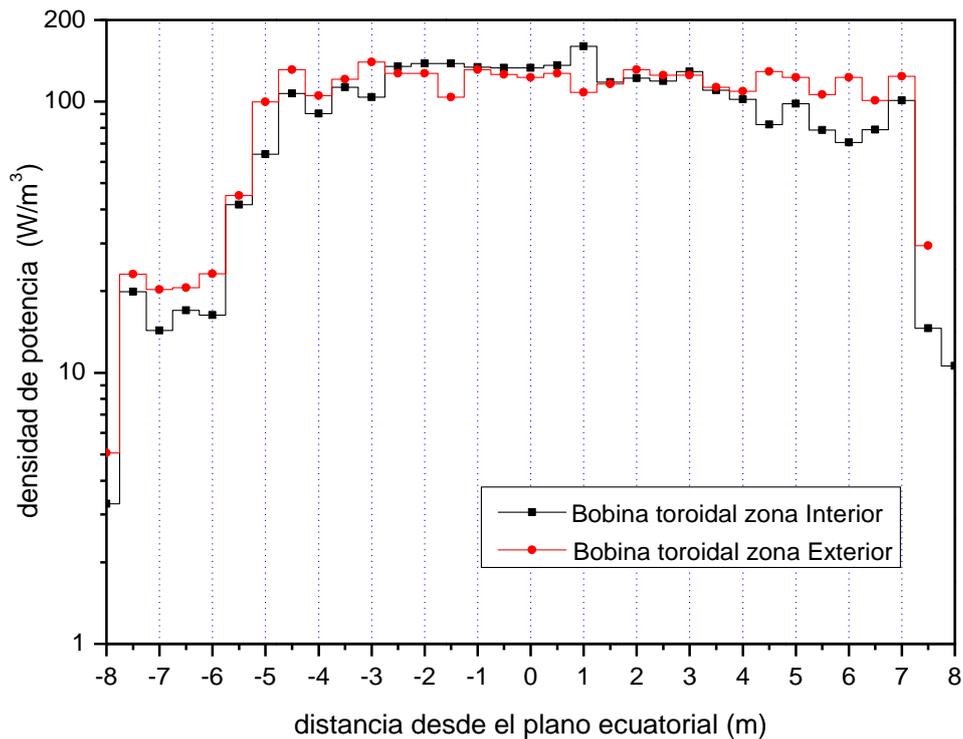


Figura 5.5 Distribución poloidal de la potencia depositada en las bobinas de campo toroidal.

5.3.2 Potencia depositada y factor de amplificación

La función de la envoltura regeneradora para recolectar el calor depositado está asociada a tres componentes:

1. el calentamiento por rayos-X debido a la pérdida de radiación del plasma asociados a los sistemas de calentamiento y a los diagnósticos;
2. el calentamiento nuclear debido a la energía depositada por los neutrones generados en el plasma y por todas las partículas secundarias: fotones producidos por interacciones (n,γ), neutrones secundarios, etc.;
3. la transferencia térmica y la recolección de la energía depositada por el refrigerante de la envoltura.

El primer punto no requiere simulación mediante métodos de Monte Carlo puesto que el calentamiento debido a rayos X de baja y de alta energía se deposita en los primeros milímetros de la primera pared del reactor. El tercer punto está relacionado con el cálculo termo-mecánico y la mecánica de fluidos. El segundo

punto incluye el calentamiento debido a la energía transferida y depositada en la materia tanto por los neutrones de fusión como por los fotones producidos en reacciones (n,γ). Este proceso, conocido como calentamiento nuclear (*nuclear heating*), es fuertemente dependiente del material en el cual la energía es depositada, de la distribución energética y del tipo de radiación incidente sobre el material y por tanto está relacionado con el KERMA¹⁴.

El parámetro clave que caracteriza el calentamiento nuclear, es el factor de multiplicación de energía M_E que se define como:

$$M_E(t) = \frac{\text{Potencia nuclear generada en el reactor (t)}}{\text{Potencia de los neutrones de fusión (t)}}$$

o

$$M_E(t) = \frac{\text{Energía depositada total por neutrón fuente (t)}}{\text{Energía media de un neutrón de fusión (t)}}$$

La variable tiempo se omite frecuentemente en M_E , asumiendo que el sistema se halla en estado estacionario. M_E suele estar entre 1,1 y 1,3 [112]. Solo una parte de la energía depositada se recupera por los sistemas de conversión de energía, y resulta entonces útil en términos de producción de electricidad (normalmente la energía depositada en la cámara de vacío o en las bobinas es perdida para la producción de electricidad)

Para analizar el comportamiento del reactor en términos de producción neta de potencia primero se ha calculado la generación de potencia para el reactor DEMO completo, suponiendo una potencia de fusión de 3450 MW, de los cuales un 80% (2760 MW) corresponde a la energía de los neutrones. Con este valor como potencia de la fuente de neutrones, y habiendo calculado que la potencia depositada y regenerada en todas las estructuras del reactor tanto por neutrones como por fotones llega a 3197 MW, se obtiene un factor de multiplicación de potencia global:

$$M_E = P_{\text{dep}}/P_{\text{fus}} = 3197\text{MW}/2760\text{MW} = 1,158$$

El desglose de la potencia nuclear en los diferentes componentes del reactor, y en sus componentes neutrónicas y fotónica, se muestra en la tabla 5.5 y en la figura 5.6 Para tener en cuenta solamente la potencia recuperable a través de los intercambiadores de calor acoplados con los fluidos de refrigeración y extracción de potencia del *blanket*, se ha calculado la relación entre la potencia generada desde la primera pared hasta el blindaje, igual a 2634 MW, y la potencia de plasma que llega sólo a la primera pared de las envolturas (el 93.8% de la potencia de fusión neutrónica, es decir 2579 MW, mientras que el 6.2% llega al divertor). Con estos valores tendríamos un factor de multiplicación:

$$M_E = P_{\text{dep blanket}}/P_{\text{fus blanket}} = 2634\text{MW}/2579\text{MW} = 1,021$$

¹⁴ KERMA: Kinetic Energy Released in Matter

Tabla 5.5 Potencia depositada en los componentes del reactor debida a neutrones y fotones desglosando la contribución de todos los elementos desde la primera pared hasta el Blindaje.

Componente del reactor	Potencia (MW)		
	neutrones	fotones	total
Recubrimiento	$1,29 \times 10^{-2}$	$5,16 \times 10^{-1}$	$5,29 \times 10^{-1}$
Primer canal de refrigeración	$4,95 \times 10^1$	$9,75 \times 10^1$	$1,47 \times 10^2$
Envoltura regeneradora			
regenerador (1)	$1,20 \times 10^3$	$8,95 \times 10^2$	$2,10 \times 10^3$
canal refriger. interm.	5,54	9,44	15
regenerador (2)	$3,09 \times 10^2$	$4,41 \times 10^1$	$3,53 \times 10^2$
Blindaje	2,52	16,6	19,1
Total Envoltura + Blindaje	$1,57 \times 10^3$	$1,06 \times 10^3$	$2,63 \times 10^3$
Divertor	68	$4,39 \times 10^2$	$5,07 \times 10^2$
Cámara de vacío	16,7	39,3	56
Bobina de campo toroidal	$1,31 \times 10^{-4}$	$2,70 \times 10^{-2}$	$2,71 \times 10^{-2}$
Criostato	$1,97 \times 10^{-4}$	$4,34 \times 10^{-2}$	$4,36 \times 10^{-2}$
Blindaje biológico	$1,39 \times 10^{-4}$	$1,95 \times 10^{-3}$	$2,09 \times 10^{-3}$
TOTAL	$1,66 \times 10^3$	$1,54 \times 10^3$	$3,20 \times 10^3$

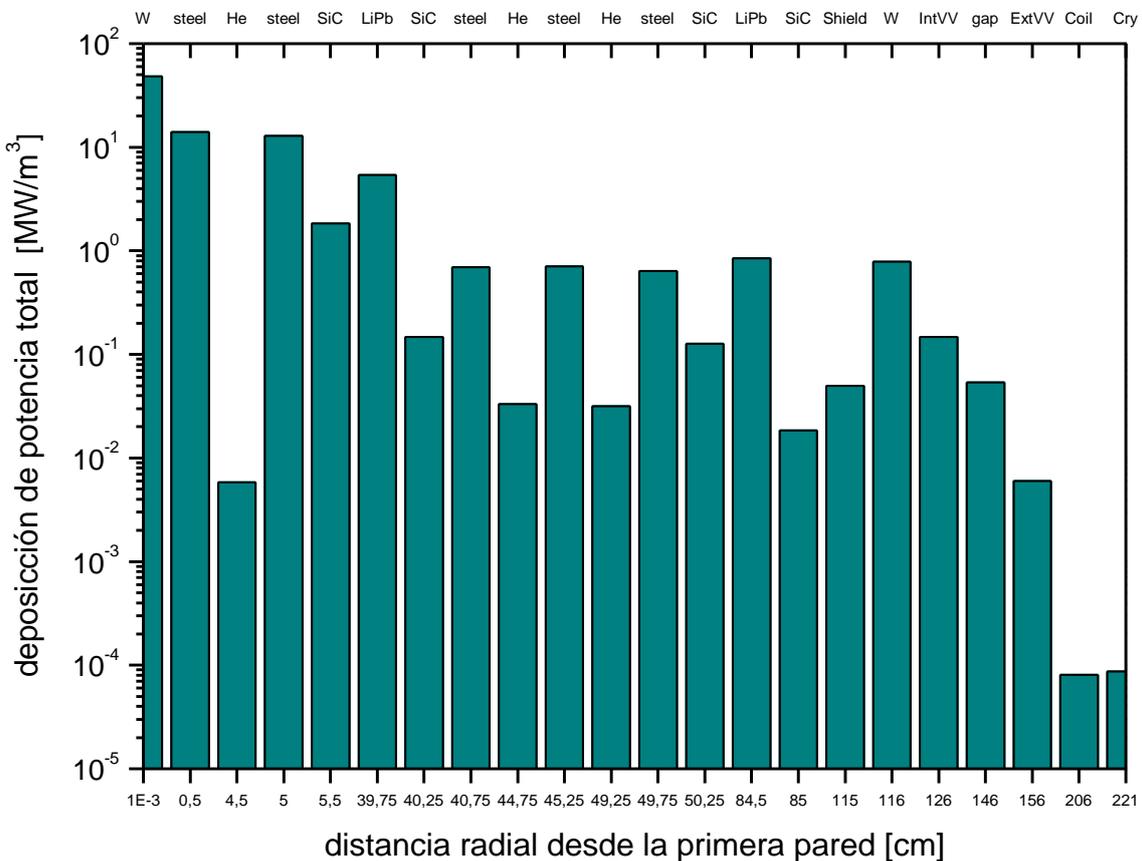


Figura 5.6 Potencia depositada en todos los componentes del reactor.

La cantidad de material estructural (acero austenítico o Eurofer) necesaria para garantizar la integridad estructural de la envoltura está comprendida entre un 15 y un 20% del total. El modelo de envoltura presentado contiene $18,9 \times 10^6 \text{ cm}^3$ de acero frente a $114,7 \times 10^6 \text{ cm}^3$ del volumen total (desde la primera pared de tungsteno hasta el blindaje), es decir un 16,5% de material estructural.

Los resultados de la potencia depositada en cada uno de los componentes del diseño analizado servirán para cálculos termo-hidráulicos que permitan establecer cómo la deposición térmica en el material estructural afecta al flujo de fluidos y a la integridad estructural. A este respecto, cabe decir que el diseño aquí propuesto se ha optimizado desde el punto de vista neutrónico, aunque se ha dejado abierto desde la perspectiva de los análisis termo-hidráulicos, estructurales o del ciclo de recuperación de tritio, entre otros, que se debían considerar en otras tareas del proyecto CONSOLIDER TECNO_FUS [113][114][115][116][117][118] al cual está asociado el presente estudio de investigación. Para poder estimar dichos aspectos y proporcionarles los datos de entrada para sus cálculos, se ha afinado, por ejemplo, en el cálculo de la potencia depositada en los canales de LiPb evaluando su distribución radial y poloidal.

La figura 5.7 muestra la distribución *radial* de la potencia depositada en los dos canales de LiPb (el de entrada y el de salida) debida a neutrones y fotones. Los valores se han obtenido dividiendo cada canal de 34,25 cm de espesor, en 10 capas de 3,425 cm y calculando la potencia depositada en cada capa, radialmente desde la zona más cercana al plasma hacia la más lejana.

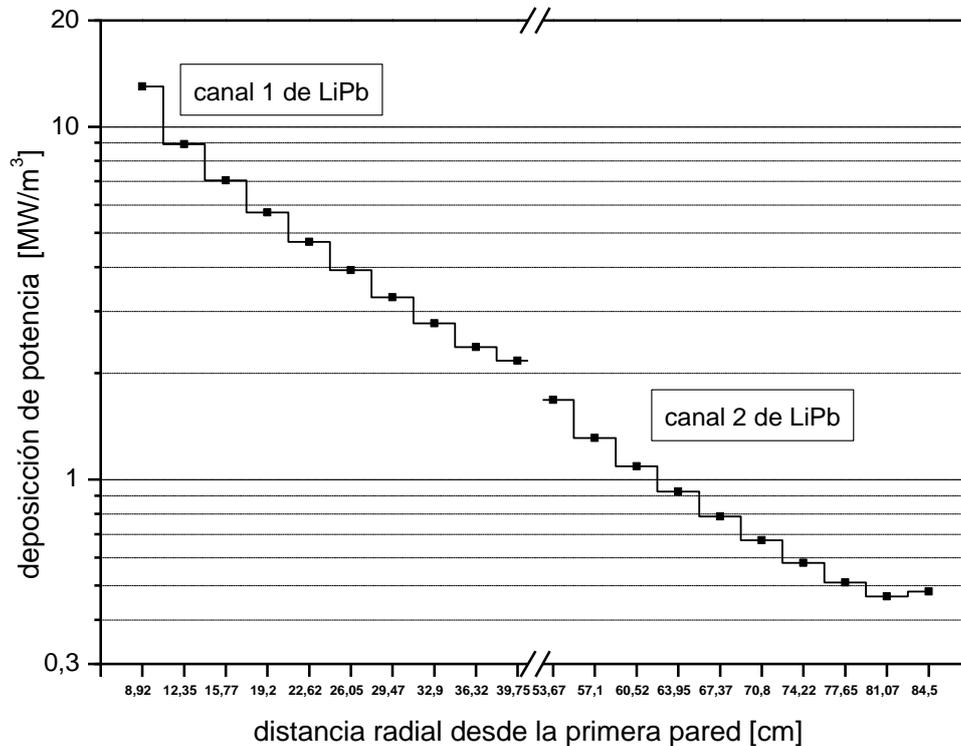


Figura 5.7 Distribución radial de la potencia depositada en las 20 capas en las cuales se han dividido los dos canales de LiPb.

También se ha determinado la distribución *poloidal* de la potencia depositada en los dos canales de LiPb debida a neutrones y fotones. Para este cálculo se ha dividido cada canal en una zona interior (*Inboard*) y otra exterior (*Outboard*), que corresponden a la zona aproximadamente recta y la zona curva de la sección en forma de "D", y luego se han realizado seis cortes verticales en tres zonas distintas, para cada canal, aplicando planos perpendiculares al eje z, tal como se muestra en la figura 5.8.

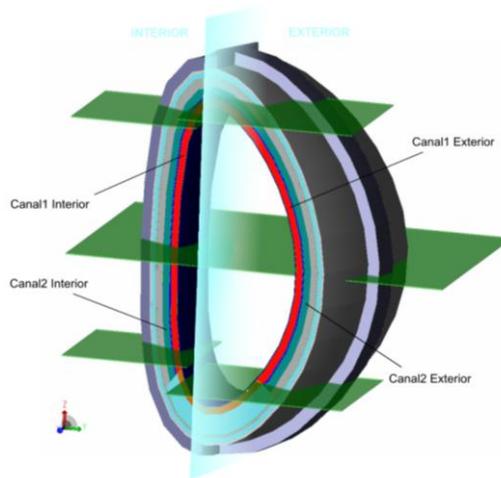


Figura 5.8 Sector de 30° del reactor considerado, mostrando los planos utilizados para definir las seis zonas en las que se ha calculado la distribución poloidal de la potencia depositada en cada uno de los dos canales de LiPb, tres en la parte interior y tres en la exterior. Cada capa verde está delimitada por dos planos, separados a una distancia de 5 cm.

Es decir para el canal 1 (de entrada del LiPb), más cercano al plasma y, entonces, algo más pequeño, se ha evaluado la potencia depositada en las seis zonas (tres interiores, *inboard*, y tres exteriores, *outboard*) situadas entre los planos $z=550/z=545$ cm, $z=0/z=5$ cm y $z=-400/z=-405$ cm con referencia al plano ecuatorial. Para el canal 2 (el de salida), más externo y más grande se ha calculado la potencia depositada en las tres zonas interiores y en las tres exteriores comprendidas cada una entre los planos: $z=650/z=645$ cm, $z=0/z=5$ cm y $z=-445/z=-450$ cm.

Como se puede observar en la figura 5.9, la potencia depositada es máxima para la parte exterior de cada canal y en la zona ecuatorial.

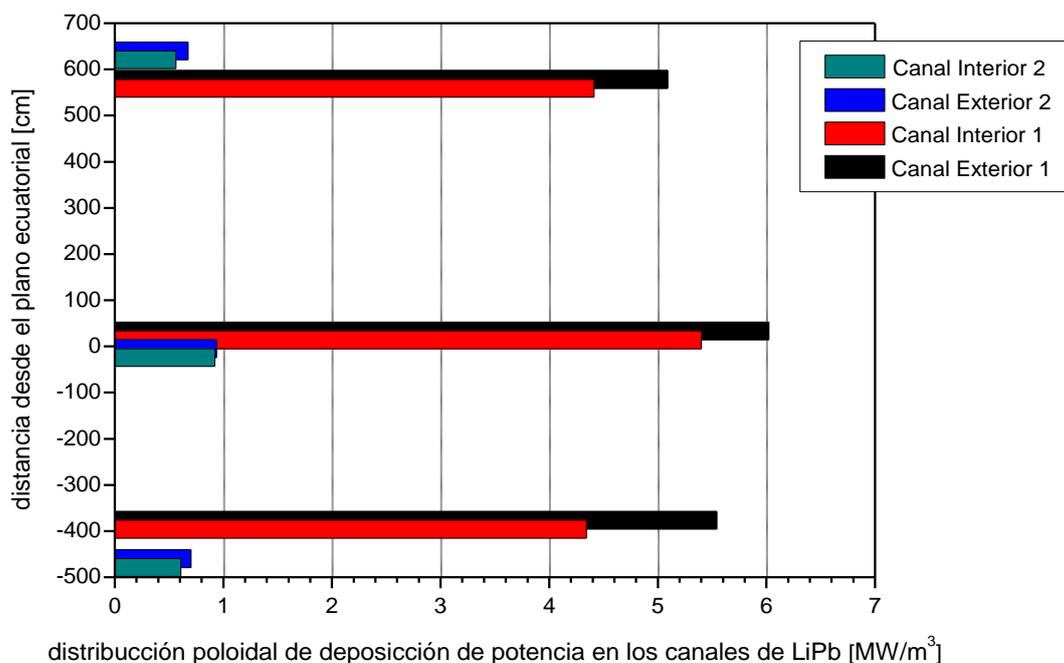


Figura 5.9 Distribución poloidal de la potencia depositada en los dos canales de LiPb, evaluada a tres alturas distintas desde el plano ecuatorial y distinguiendo entre parte interior y exterior.

5.3.3 Producción de Tritio

La producción de tritio en la envoltura regeneradora, como se explicó más detenidamente en las primeras secciones, es principalmente debida a las reacciones (n,t) y $(n,n't)$ respectivamente con los átomos de ${}^6\text{Li}$ y ${}^7\text{Li}$.

La Tasa de Regeneración de Tritio (TBR - *Tritium Breeding Ratio*) se define como el cociente entre el tritio producido en el reactor y el quemado de tritio en el plasma durante el proceso de fusión:

$$TBR(t) = \frac{\text{tasa de producción de tritio en el reactor } (t)}{\text{tasa de quemado de tritio en el plasma } (t)}$$

El TBR_{global} necesario, media en el tiempo del $TBR(t)$, es dependiente del diseño. Para asegurar la autosuficiencia en tritio para un reactor de fusión, se requiere una tasa de regeneración de tritio neto (TBR) $\geq 1,0$. El mínimo TBR debería estar entre un valor entre 1,04 y 1,07, y más alto [119] si se quiere un desarrollo rápido de un tokamak industrial. Un margen de seguridad de un 10%, es decir, un valor de TBR = 1,10 se considera suficiente [99][100][101][120], para compensar:

- las incertidumbres en las bases de datos neutrónicas y en los cálculos;
- las pérdidas de tritio en el ciclo de combustible;
- la compensación por el quemado del Li;
- el decaimiento radiactivo del tritio en el periodo entre la producción y el uso;
- los efectos de la presencia de las aperturas no diseñadas (las "*penetrations*" a través de las cuales llegarían hasta el plasma los sistemas de calentamiento y algunos diagnósticos).

Este parámetro, fundamental para cuantificar la capacidad de regeneración de tritio en la envoltura, se ha calculado mediante la convolución del espectro de fluencia de neutrones (calculado con el estimador F4 de MCNPX) con los datos de secciones eficaces de la librería ENDF/B-VII correspondientes a la producción de tritio (modificador FM4, con el número de reacción MT) [27], es decir:

$$N_{(n,t)} = \int dE \Phi_E V \rho_{at} \sigma_{(n,t)}$$

donde $N_{(n,t)}$ es el número reacciones productoras de tritio en el volumen considerado V , Φ_E es el espectro de fluencia de neutrones, ρ_{at} es la densidad atómica y $\sigma_{(n,t)}$ es la sección eficaz microscópica para la reacción (n,t) .

La producción de tritio en la envoltura regeneradora se debe principalmente a las reacciones ${}^6\text{Li}(n,t){}^4\text{He}$ y ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$ con los isótopos de ${}^6\text{Li}$ y ${}^7\text{Li}$, cuyas secciones eficaces ya se ha mostrado en la figura 4.11. La reacción sin umbral energético ${}^6\text{Li}(n,t)$ resulta especialmente relevante para neutrones térmicos y se ha calculado usando el número de reacción MT=105. Las reacciones de dispersión inelástica ${}^7\text{Li}(n,n't)$ tienen un umbral de energía de 3,15 MeV y se han calculado usando los números desde MT=52 a MT=72 [121]. El número de reacción MT=205 permite obtener el número total de átomos de tritio producidos por todos los tipos de reacción.

El espectro de neutrones de fusión consiste de una componente primaria de 14 MeV aproximadamente, que procede directamente de la reacción DT, junto con una componente del espectro de menor energía (desde térmicos hasta 14 MeV) resultado de la interacción con los elementos del reactor. En la figura 5.10 se muestra el espectro de neutrones en las distintas estructuras del reactor calculado como distribución energética de la fluencia [122].

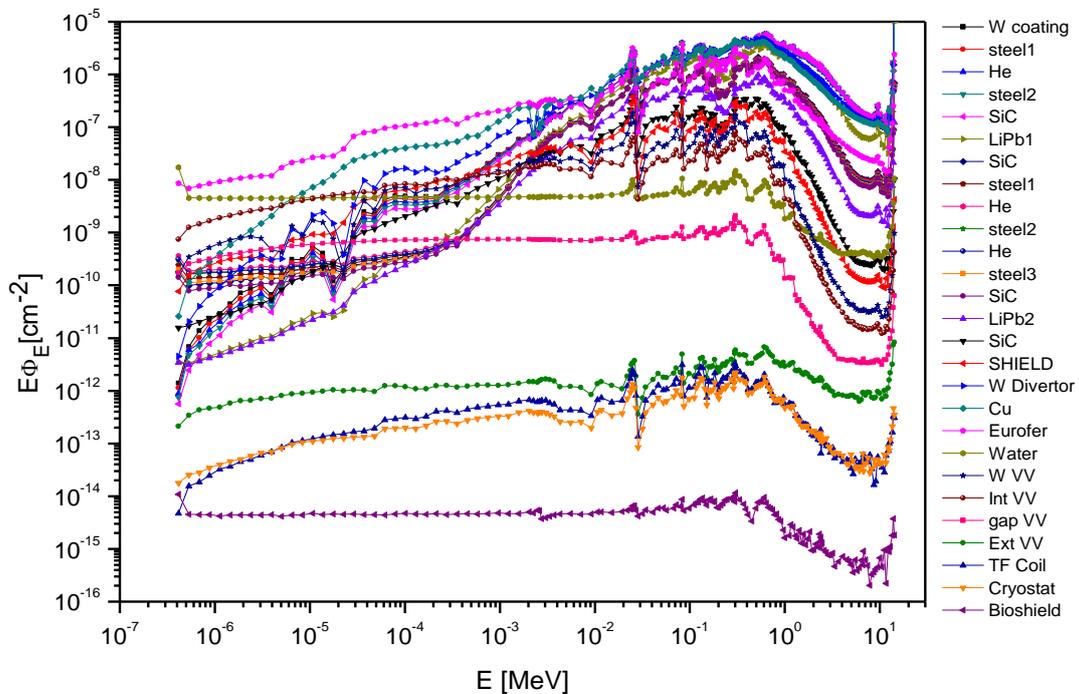


Figura 5.10 Espectro de fluencia de neutrones en todos los componentes del reactor. Se observa un máximo en 14MeV y otro pico alrededor de 0,7 MeV. El espectro se atenúa al pasar por las estructuras.

En la figura 5.11 se han representado sólo los espectros de neutrones en los canales de litio-plomo (y en el *coating* de tungsteno de la primera pared) y se puede apreciar que el máximo de fluencia para los canales de LiPb entre 10^{-1} y 1 MeV es óptimo teniendo en cuenta que la sección eficaz para la reacción de producción de tritio con el ${}^6\text{Li}$ (figura 4.11) tiene un pico en ese intervalo de energías.

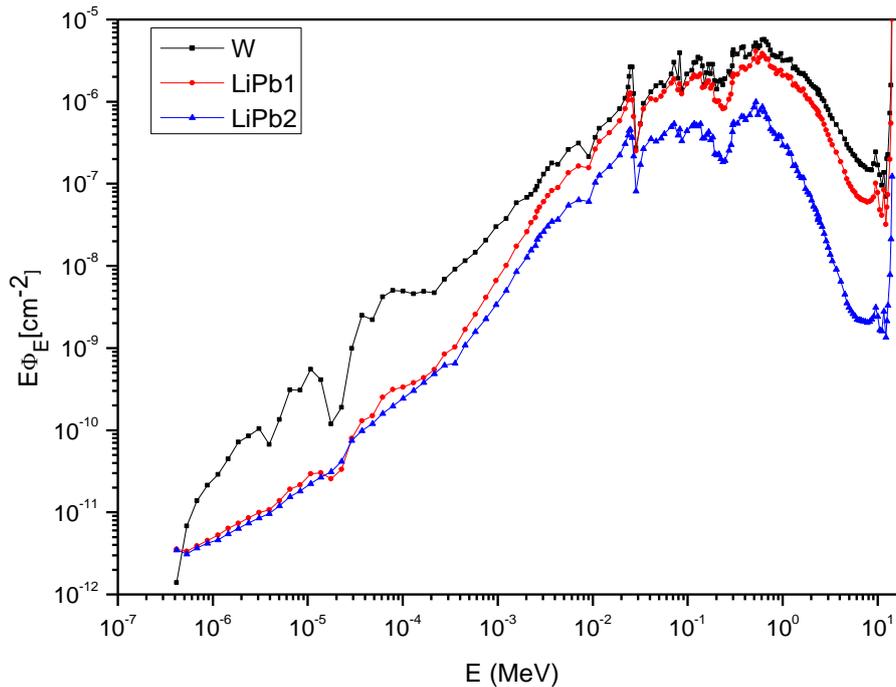


Figura 5.11 Espectro de neutrones en los canales de litio-plomo (LiPb) y en el recubrimiento de tungsteno (W).

En todas las variantes del modelo *simplificado* consideradas en la sección 5.2, desde el modelo inicial hasta el modelo final optimizado, se han obtenido valores del TBR mayores que 1,27 (utilizando un enriquecimiento en ${}^6\text{Li}$ del 90%). En particular, en el último modelo, que se asume como el final, el TBR alcanzado ha sido 1,3.

Sobre el *modelo 9* se ha realizado un cálculo adicional relativo al grado de enriquecimiento en ${}^6\text{Li}$ necesario para alcanzar el máximo TBR, y a la vez determinar la dependencia del TBR con este parámetro. Los resultados obtenidos, se resumen en la tabla 5.6 y se muestran en la figura 5.12.

Tabla 5.6 Valores de la Tasa de Regeneración de Tritio (TBR) en los dos canales de LiPb (cada uno por separado y la suma total) al variar el enriquecimiento del Li en ${}^6\text{Li}$. Se ha calculado el TBR para valores del enriquecimiento del 90%, 80%, 70%, 60%, 50%, 20% y con Li natural (contenido en ${}^6\text{Li}$ del 7,5%).

%Li6	canal 1 LiPb	canal 2 LiPb	TBR TOT
7,50%	0,4464	0,2621	0,709
20%	0,6392	0,3145	0,954
50%	0,8493	0,3203	1,170
60%	0,8921	0,3152	1,207
70%	0,9270	0,3088	1,236
80%	0,9571	0,3026	1,260
90%	0,9834	0,2945	1,278

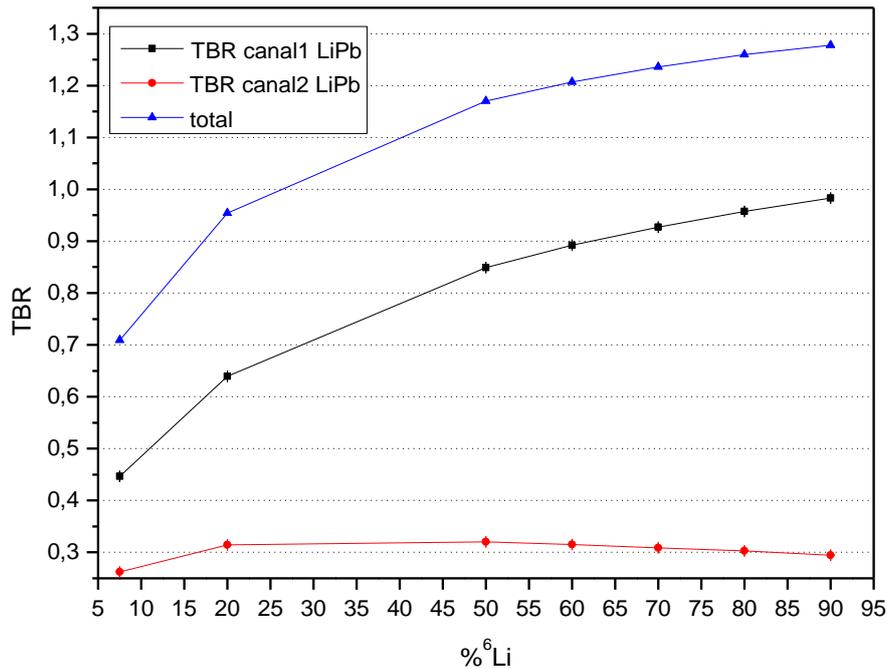


Figura 5.12 TBR para distintos valores del enriquecimiento del Li en ⁶Li, en los dos canales de LiPb (por separado y como suma en los dos canales).

Tal como puede observarse, mientras para el canal 1 (el más cercano al plasma) el TBR aumenta conforme aumenta el porcentaje de ⁶Li en Li, la producción de tritio en el segundo canal disminuye a partir del 50% de enriquecimiento debido a la reducción de la componente térmica en dicho canal que no se compensa con las reacciones producidas en el ⁷Li, cada vez en menor cantidad. Esto explicaría la pendiente negativa que asume la curva roja, representativa del canal 2, al sobrepasar el 50% de enriquecimiento en ⁶Li. De todas formas, como la contribución del segundo canal al valor global de TBR es mucho menor que la contribución del primer canal, se observa que el TBR total sigue aumentando al aumentar el enriquecimiento en ⁶Li, aunque en cantidad cada vez menor a medida de que la proporción de ⁶Li aumenta.

El valor de TBR alcanzado para un valor de enriquecimiento de 90% en ⁶Li es 1,28.

Siguiendo el objetivo de optimizar las prestaciones de la envoltura y a la vez conseguir las menores dimensiones posibles para todo el reactor, se ha estudiado como cambiaría el TBR modificando el tamaño de los canales, manteniendo el espesor total inicial (68,50 cm) y aumentando el espesor de uno a expensas del otro.

En la figura 5.13 se muestran los resultados obtenidos para el *modelo 9*. Al aumentar el número de capas del primer canal (es decir el espesor total del canal 1) y reduciendo el número de capas del segundo, aumenta la producción local de tritio en las capas más cercanas al plasma (las que se encuentran antes del canal de refrigeración que separa el primer canal de LiPb del segundo), pero disminuye la producción en las capas más alejadas, con lo cual la variación en el valor de TBR total (la suma del TBR en los dos canales) es casi inapreciable. También para el caso opuesto, el TBR total se mantiene. De acuerdo con el desglose de tabla 5.7, se

ve que la tercera opción, es decir la que tiene el canal interior (el más cercano al plasma) más grande que el canal exterior, sería algo más ventajosa.

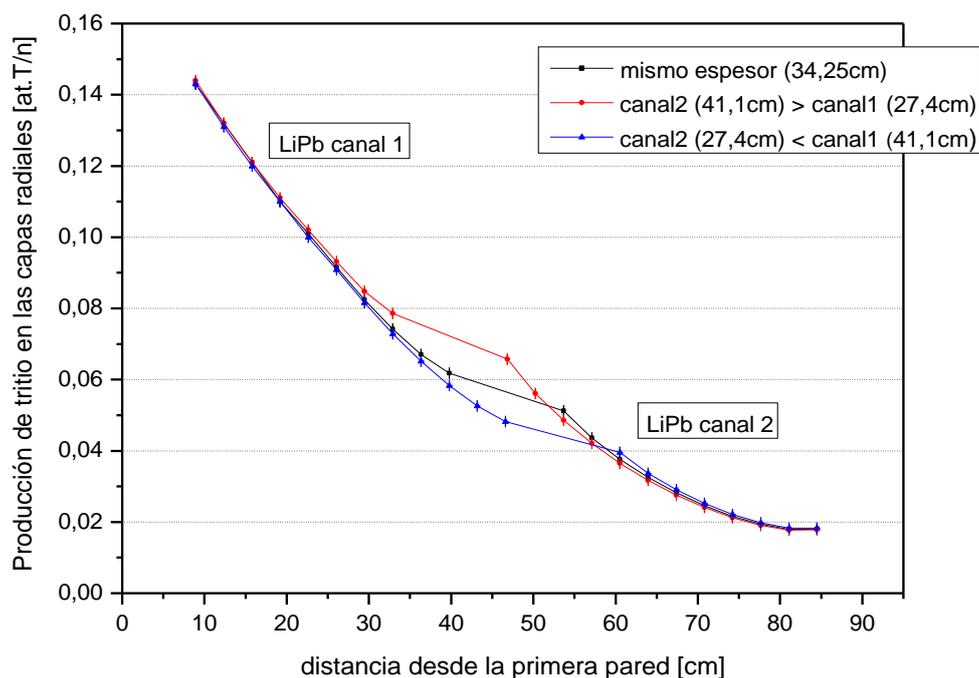


Figura 5.13 Valores del TBR en los dos canales de LiPb al variar el espesor de cada canal (manteniendo el espesor global). Cada canal se ha dividido en capas de 3,425 cm y se calcula el TBR en cada una de ellas de manera que se obtiene una distribución radial del TBR en los canales. Se consideran tres casos: dos canales de igual espesor, cada uno 34,25 cm dividido en 10 capas (línea negra); canal interior más delgado que el exterior: el interior 8 capas por un total de 27,4cm y el exterior 12 capas por un total de 41,1 cm (línea roja); canal interior más grueso (41,1 cm) del exterior (27,4cm) (línea azul).

En los tres casos considerados, el TBR mínimo de 1,1 considerado esencial para la autosuficiencia en tritio del reactor se lograría con un espesor de canales de 60,5 cm (con un enriquecimiento en ^6Li del 90%). Obviamente estos datos cambiarán al considerar los detalles del reactor por lo tanto no se ha planteado reducir el tamaño de los canales hasta tener una estimación más realista con el diseño 3D *detallado*.

El espesor de la Envoltura más el Blindaje, Δ_{EB} , debe ser suficiente para: (1) incluir una región que contenga litio, capaz de producir tritio por captura neutrónica de manera que se remplace el tritio consumido en las reacciones de fusión; (2) transformar al menos el 95% de la energía depositada por los neutrones rápidos en calor por las reacciones de dispersión neutrónica y convertirla a electricidad, y (3) blindar las bobinas superconductoras del daño por irradiación neutrónica y del calentamiento por neutrones y captura gamma y varios estudios indican que se necesita un espesor de $\sim 1 \text{ m} < \Delta_{\text{EB}} < 1.5 \text{ m}$ [3]. El espesor correspondiente al modelo final optimizado, desde la primera pared al blindaje, es 1.15 m, y cumple con los tres objetivos aquí expuestos.

Tabla 5.7 Valores de la Tasa de Regeneración de Tritio (TBR) en los dos canales de LiPb como distribución radial del TBR, en los tres casos descritos anteriormente de distintos tamaño de los canales.

Caso 1			Caso 2			Caso 3		
distancia (cm)	at T/n	at.T/n acumulado	distancia (cm)	at T/n	at.T/n acumulado	distancia (cm)	at T/n	at.T/n acumulado
5,5-8,925	0,143	0,143	5,5-8,925	0,144	0,144	5,5-8,925	0,143	0,143
12,35	0,132	0,275	12,35	0,132	0,276	12,35	0,131	0,274
15,775	0,121	0,396	15,775	0,121	0,397	15,775	0,12	0,394
19,2	0,11	0,506	19,2	0,111	0,508	19,2	0,11	0,504
22,625	0,101	0,607	22,625	0,102	0,61	22,625	0,1	0,604
26,05	0,0915	0,6985	26,05	0,0931	0,7031	26,05	0,0909	0,6949
29,475	0,0824	0,7809	29,475	0,0848	0,7879	29,475	0,0816	0,7765
32,9	0,0742	0,8551	32,9	0,0786	0,8665	32,9	0,0729	0,8494
36,325	0,0671	0,9222	43,4-46,825	0,0657	0,9322	36,325	0,0652	0,9146
39,75	0,0618	0,984	50,25	0,0561	0,9883	39,75	0,0583	0,9729
50,25-53,675	0,0512	1,0352	53,675	0,0486	1,0369	43,175	0,0526	1,0255
57,1	0,0436	1,0788	57,1	0,0421	1,079	46,6	0,0482	1,0737
60,525	0,0376	1,1164	60,525	0,0365	1,1155	57,1- 60,525	0,0396	1,1133
63,95	0,0325	1,1489	63,95	0,0317	1,1472	63,95	0,0337	1,147
67,375	0,0282	1,1771	67,375	0,0276	1,1748	67,375	0,0291	1,1761
70,8	0,0246	1,2017	70,8	0,0241	1,1989	70,8	0,0252	1,2013
74,225	0,0216	1,2233	74,225	0,0212	1,2201	74,225	0,0221	1,2234
77,65	0,0194	1,2427	77,65	0,019	1,2391	77,65	0,0198	1,2432
81,075	0,0179	1,2606	81,075	0,0177	1,2568	81,075	0,0183	1,2615
84,5	0,018	1,2786	84,5	0,0178	1,2746	84,5	0,0183	1,2798
Total	1,2786			1,2746			1,2798	

Hay que hacer hincapié en el hecho de que el tritio no se queda confinado en los canales de LiPb donde se produce sino que permea a través de las inserciones de canales de SiC y del Eurofer, con lo cual hay que extraerlo de la forma más rápida y eficiente posible desde el metal-líquido para maximizar su recuperación. Por ello, la caracterización de la cinética de transporte de los isótopos del hidrógeno en materiales de interés para la tecnología de los reactores de fusión es necesaria para la realización del diseño de cualquier futuro reactor de fusión con una gestión eficiente del combustible tritio. Para el estudio de estos materiales hay que obtener los parámetros de transporte de los isótopos de hidrógeno, tanto los correspondientes a un régimen de transporte difusivo (difusividad, solubilidad/constante de Sieverts, permeabilidad, constantes de atrapamiento), como a uno superficial (constantes de adsorción y recombinación).

Teniendo en cuenta estas exigencias, y sobre todo para proporcionar datos a otras actividades relacionadas con el programa TECNO_FUS, además de la distribución *radial* de figura 5.13, se ha evaluado la distribución *poloidal* de la producción de tritio en el LiPb considerando las tres zonas a distintas alturas, delimitadas por seis planos paralelos tal como se hizo previamente para la distribución de potencia depositada. Los resultados se muestran en la figura 5.14. Aquí se observa que se

produce más tritio en las zonas a más altura de los canales de LiPb y especialmente en el canal más interno y del lado exterior (*outboard*).

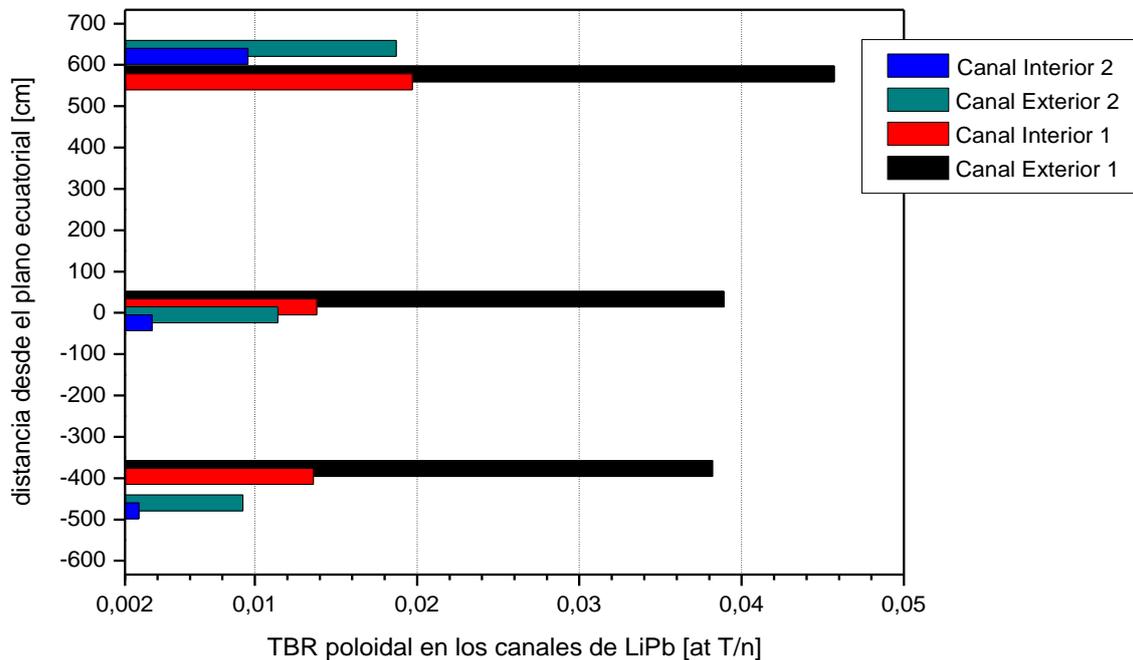


Figura 5.14 Distribución poloidal del TBR (at.T/n) en los dos canales de LiPb, extrapolando a todo el reactor, distinguiendo entre parte interior y exterior, y calculado a tres distintas alturas desde el plano ecuatorial.

Para tener además una evaluación de la eficiencia de cada región poloidal se ha calculado la *distribución poloidal* de la Tasa de Producción de tritio (TPR - *Tritium Production Rate*) que representa la densidad de átomos de tritio producidos por segundo ($\text{at.T/cm}^3 \text{s}$). Este valor normalizado por el volumen del canal proporciona información de las prestaciones potenciales conseguibles en cada región poloidal con independencia del espesor del canal. Los resultados se presentan en la figura 5.15.

Se observa que la zona más productora en términos de tritio es la zona ecuatorial, tanto interior (*inboard*) como exterior (*outboard*). La menos productiva es la zona inferior. De acuerdo con esto, una estructura modular, donde cada módulo pudiera tener un distinto espesor, permitiría aprovechar de manera más eficiente la capacidad regeneradora de cada región poloidal. En tal caso, se obtendrían resultados muy prometedores ensanchando los módulos centrales y reduciendo los inferiores.

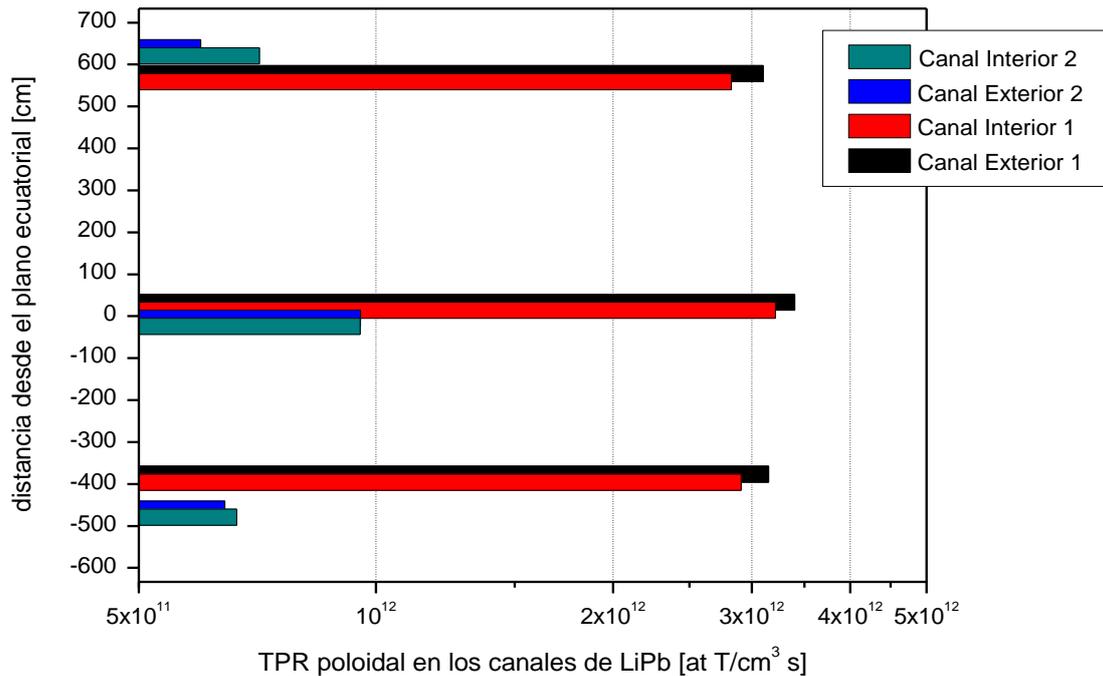


Figura 5.15 Distribución poloidal del TPR en los dos canales de LiPb, extrapolando a todo el reactor, distinguiendo entre parte interior y exterior, y calculado a tres distintas alturas desde el plano ecuatorial. El TPR- o tasa de producción de tritio – poloidal nos da información sobre la eficiencia de cada zona en reproducir tritio con independencia del espesor del canal.

A la luz de los resultados descritos hasta aquí puede decirse que la variante final adoptada para el modelo *simplificado* cumpliría con los requerimientos que hasta ahora se han considerado necesarios para un blindaje eficiente y con las condiciones de regeneración de tritio que garantizan la auto-suficiencia en combustible del reactor DEMO de características previamente descritas.

5.3.4 Producción de Helio en litio-plomo y acero

La producción de helio en un reactor de fusión es un problema asociado con la necesidad de obtener elevadas tasas de regeneración de tritio en un futuro reactor de fusión DEMO. Es decir, maximizar la producción de tritio a través de las reacciones ${}^6\text{Li}(n,t){}^4\text{He}$ y ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$ implica aumentar a la vez la generación de helio en los canales de LiPb. Algunos efectos derivados de la acumulación de gas helio en el interior del circuito del metal líquido pueden modificar las propiedades de la aleación.

El helio puede provocar un incremento del volumen efectivo de la aleación, reducir la conductividad térmica, incrementar la resistividad eléctrica, disminuir el flujo magnético y reducir las tasas de regeneración de T. Además, los bajos valores de solubilidad del helio en la aleación líquida podrían dar lugar a elevadas tensiones mecánicas en la estructura y a la nucleación de burbujas que podrían incrementar las pérdidas de carga por fricción, reduciendo así la velocidad de circulación. La presencia de burbujas (cavitación) podría provocar el mal funcionamiento de las bombas electromagnéticas que realizan la convección forzada del metal líquido en el interior de los canales de la envoltura. Acoplados a estos efectos se podría

verificar un importante fenómeno positivo: la extracción natural de tritio que podría relajar las exigencias de los dispositivos externos de recuperación de tritio [123].

Para la evaluación de los efectos anteriores es necesario tener un conocimiento preciso de la cantidad de helio que el metal líquido es capaz de alojar en su seno (solubilidad), cantidad a partir de la cual se tendrá una disolución sobresaturada capaz de nuclear en forma de burbujas.

Por todo ello, se ha considerado imprescindible determinar la producción de helio en términos de deposición *poloidal* en los canales de LiPb, utilizando la misma subdivisión en planos cortantes utilizada previamente para la deposición poloidal de potencia y el TBR. Tales datos podrían servir de punto de partida para cálculos cinéticos de transporte de solutos. Los resultados se resumen en la figura 5.16 donde se observa un comportamiento casi idéntico al de la producción de tritio en el material regenerador ya que las reacciones consideradas son las mismas.

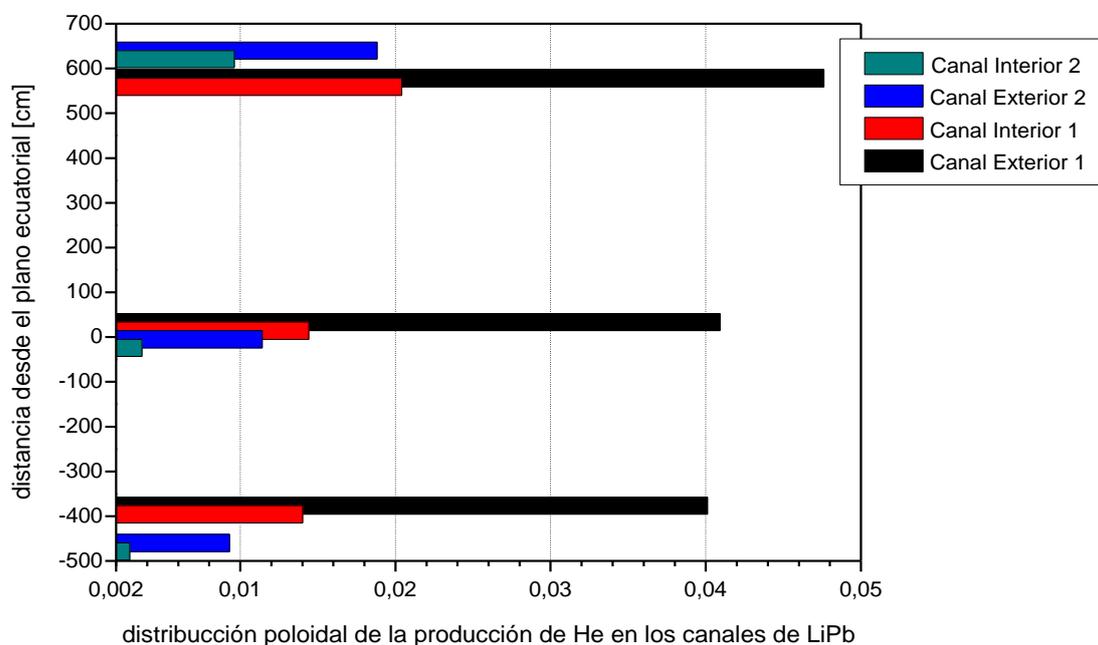


Figura 5.16 Distribución poloidal de la producción de helio en los dos canales de LiPb, distinguiendo entre parte interior y exterior, y calculada a tres distintas alturas desde el plano ecuatorial.

Además de los efectos que el helio provoca en el LiPb de la envoltura regeneradora, hay que evaluar atentamente los efectos que el helio produce en los materiales estructurales. De hecho, el helio no solo se acumula en forma de burbujas en el metal-líquido LiPb que fluye a alta velocidad, sino que además puede acumularse en la matriz de los materiales estructurales y resultar perjudicial para la resistencia estructural de los mismos.

Los neutrones de fusión producen varios efectos negativos ya que interactúan con los materiales de las paredes, de la envoltura regeneradora y de las otras estructuras que se encuentran alrededor del plasma, transfiriendo energía y produciendo daño en los materiales estructurales. Además, vuelven radiactiva la estructura, lo cual implica que los materiales tienen que ser reciclados, si fuera

posible, o dispuestos como residuos al final de la vida útil de la planta. De todos modos, la actividad de los materiales en una planta de fusión está limitada a los materiales estructurales puesto que el producto residual de la reacción de fusión es helio.

Se han estudiado los procesos de daño por radiación con mucho detalle en los reactores de fisión y esto ha proporcionado las bases para estudiar los problemas asociados a las plantas de fusión. Se espera que el daño causado por los neutrones de fusión sea más grave que el que producen los neutrones en un reactor de fisión, puesto que el espectro de fusión se extiende hasta energías más elevadas. Estos neutrones de alta energía son los que provocan las reacciones productoras de helio en la red matricial de los sólidos y esto tiene un efecto determinante sobre el comportamiento de los materiales bajo irradiación.

En los futuros reactores de fusión, se esperan tasas de producción de daño en torno a 20 dpa/año y una producción de helio de unos 100 appm anuales. Estas condiciones extremas supondrían la aparición de los fenómenos anteriormente expuestos y el inmediato deterioro de los materiales convencionales. Por ello, la baja activación y elevada resistencia a la radiación de los aceros ferríticos los convierten en los materiales estructurales ideales para los componentes estructurales (como el blindaje y la cámara de vacío) de estos reactores [124]. Sin embargo, el desarrollo de nuevos materiales requiere de un profundo conocimiento de los mecanismos de producción y acumulación de daño. Por desgracia, a pesar de los avances en el campo, dichos mecanismos no son del todo conocidos, ni siquiera en los metales puros. La teoría no ha conseguido ofrecer explicaciones completamente satisfactorias a los numerosos resultados experimentales publicados en la literatura científica y todavía se echa en falta la existencia de un modelo capaz de predecir las estructuras observadas en el microscopio electrónico de forma cualitativa y cuantitativa.

Para caracterizar los materiales para fusión será necesario construir una instalación de prueba con una fuente de neutrones del rango de energía apropiado para comprobar el efecto de estos altos flujos neutrónicos sobre los distintos materiales. Esta instalación ya se está diseñando y lleva el nombre de IFMIF (*International Fusion Material Irradiation Facility*). En el mismo ITER se podrán estudiar muchos materiales novedosos y determinar sus propiedades bajo irradiación con neutrones de fusión. Hasta que sea posible obtener datos experimentales en condiciones reales de fusión, se atribuye a la simulación por ordenador la responsabilidad de evaluar las características de los materiales que se irán a probar en esas dos grandes instalaciones.

Para este diseño, con el intento de demostrar que el acero austenítico y el Eurofer utilizados para los componentes estructurales de reactor DEMO propuesto sean viables como materiales para una planta de fusión nuclear, se ha calculado la cantidad de helio producido, en términos de appm (*atomic part per million*) por año de funcionamiento a plena potencia (*full power year, FPY*).

El cálculo de la producción de helio se ha realizado de forma análoga a la descrita en la sección 5.3.3 utilizando el estimador de fluencia f_4 del código MCNPX modificado con las secciones eficaces de las reacciones $MT=206$ y $MT=207$ que

corresponden respectivamente a la producción total de ^3He y de ^4He (alfa). De esta forma el resultado proporcionado por MCNP es directamente el número de átomos de helio producidos por neutrón de fusión.

La figura 5.17 muestra los valores de producción de helio (en átomos de He/neutrón) en la envoltura regeneradora (BB – *Breeding Blanket*) y en la cámara de vacío (VV – *Vacuum Vessel*) (línea roja) y en las cuatro capas del divertor (puntos azules). También muestra los resultados en átomos por millón producidos durante un año de operación a plena potencia (appm He /FPY) para estimar la vida útil de cada componente (línea negra).

Para convertir los [átomos de helio/n] a [appm helio/FPY] se multiplica el primer dato por los siguientes coeficientes:

- Neutrones por segundo emitidos por la fuente:
 El 80% de la potencia de fusión la llevan los neutrones:
 $3450 \text{ MW} \times 80 / 100 = 2760 \text{ MW}$
 Se supone que la energía de los neutrones es de 14,03 MeV
 $1 \text{ eV} = 1,6 \times 10^{-19}$
 $[n/s] = 2760 / (14,03 \times 1,602177 \times 10^{-19}) = 1,23 \times 10^{21}$
- Segundos al año:
 $[s/año] = 365 \text{ días/año} \times 24 \text{ horas/día} \times 60 \text{ min/h} \times 60 \text{ s/min} = 31536000$
- Volumen de cada celda en las que se calcula, que ocupe los 360° del toro:
 Volumen de la celda en el gajo de 30° (cm^3) $\times 12$ gajos = $V \times 12$
- Como $V \times \rho_{\text{at}}$ está en [átomos· cm^2 /barns], para normalizarlo a [átomos] se multiplica por 10^{24} barns/ cm^2
- Para que esté en partes por millón se multiplica todo por 10^6 .

Es decir, finalmente resulta:

$$[\text{appm de helio/FPY}] = [\text{átomos de helio/n}] \times 1,23 \times 10^{21} [n/s] \times 31536000 [s/año] \times 10^6 / (V \times \rho_{\text{at}} \times 12 \times 10^{24}).$$

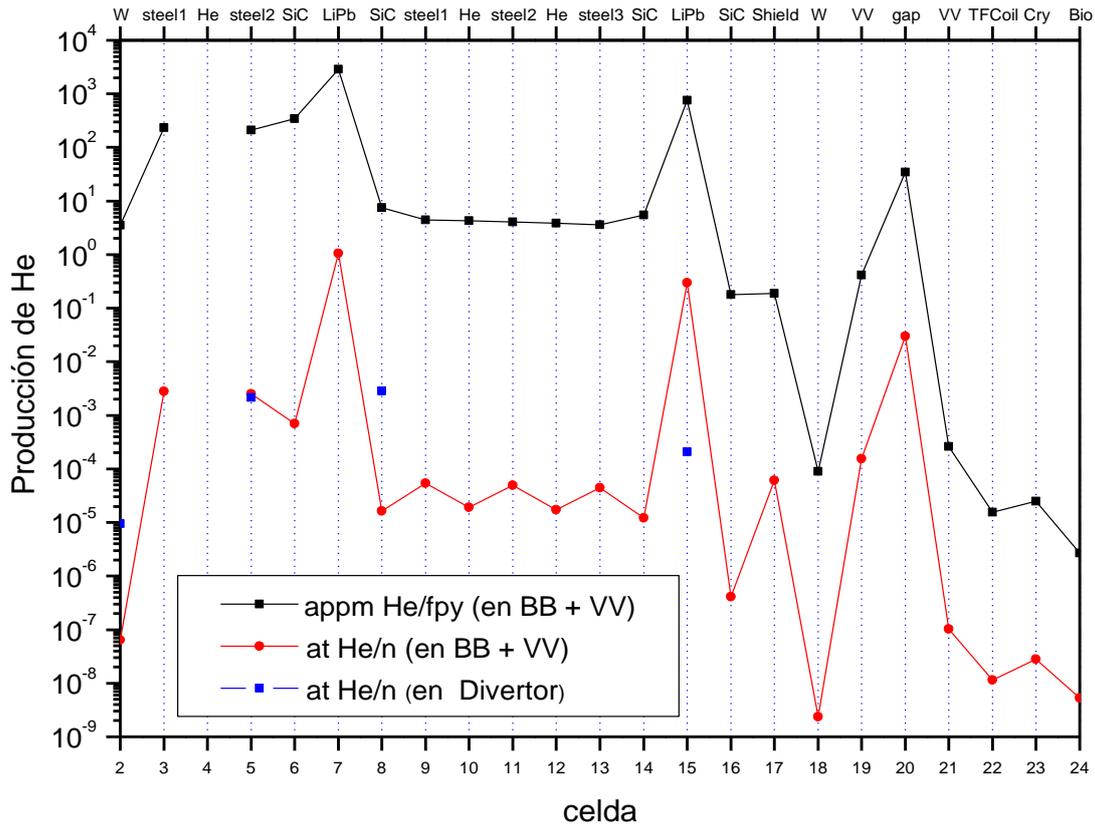


Figura 5.17 Producción de helio (en átomos de He por neutrón emitido) en el blanket, en la vacuum vessel (línea roja) y en las cuatro capas del divertor (puntos azules); y producción de helio (en appm de He/FPY) en el blanket y en la vacuum vessel (línea negra).

Como se observa en figura 5.17 y en la tabla 5.8, para el *modelo 10*, los valores obtenidos en la Envoltura Regeneradora son muy altos para ambos canales de LiPb (debido a las reacciones de producción de helio con Li-6) donde se llega a valores de 3251 appm He/fpy para el primer canal SiC/LiPb/SiC y de 764 appm He/fpy para el segundo canal SiC/LiPb/SiC.

Para el caso de los materiales estructurales, se producen alrededor de 235 y 211 appm He/fpy en las dos capas de acero del primer canal de refrigeración, lo que supone valores extremadamente elevados.

En el Blindaje se producen 0,187 appm He/fpy. Considerando que el límite de resolabilidad para el Eurofer está alrededor de 1 appm de helio [108][125], se alcanzaría en 5,33 años, lo cual resulta insuficiente para un componente cuya vida útil debería estar alrededor de 30-40 años.

Para la pared interior de la Cámara de Vacío se han obtenido 0,417 appm de He/fpy lo cual supondría alcanzar el límite de 1 appm en apenas 2,4 años. Otros estudios sugieren que los aceros austeníticos podrían resistir hasta 10 appm de helio [126], lo que ampliaría la vida útil de este componente a 24 años de operación a pleno rendimiento (o 32 años al 75% de disponibilidad) lo cual sería un valor aceptable para un componente permanente.

Para la pared exterior los valores obtenidos disminuyen mucho hasta $2,64 \times 10^{-4}$ appm de He/fpy, sin ningún problema para el cumplimiento de los límites.

Tabla 5.8 Valores de appm de helio por año de operación en los componentes del reactor con contenido de acero.

componente		Modelo 10		Modelo 11
		appm He/año	total	total
I	primera pared de W	3,56	3,56	3,56
	canal 1 refrigeración acero	234,68		
II	canal 1 He	8,45E-10		
	canal 1 refrigeración acero	211,42	446,09	339
	SiC1	341,61		
III	canal 1 de LiPb	2901,57		
	SiC2	7,50	3250,68	2916
	canal 2 refrigeración acero	4,45		
	canal 2 refrigeración helio	4,28		
IV	canal 2 refrigeración acero	4,04		
	canal 2 refrigeración helio	3,83		
	canal 2 refrigeración acero	3,59	20,19	14,73
	SiC3	5,46		
V	canal 2 de LiPb	758,70		
	SiC4	0,18	764,33	627
VI	Blindaje	0,19	0,19	0,148
	recubrimiento de W	8,92E-05		-
VII	pared interior de la Cámara de vacío	0,42		0,33
	espacio de agua borada	34,36		-
	pared exterior de la Cámara de vacío	2,64E-04	34,78	1,9E-04

En principio, la producción de helio podría disminuir reduciendo el flujo neutrónico, pero esto implicaría una estructura más grande para conseguir la misma potencia de salida y un aumento del coste. Se necesita por tanto una optimización cuidadosa de las dimensiones de la planta para conseguir el mejor balance entre coste de construcción y costes de mantenimiento.

Un primero intento de mejora de estos resultados para el modelo *simplificado* se ha llevado a cabo aumentando el espesor de la primera pared realizando las menores modificaciones posibles (y las más sencillas) de manera que se ha reducido el espacio entre el plasma y la primera pared (el *scrape-off layer*) desde 200 mm a 179 mm utilizándolo para ensanchar el recubrimiento de tungsteno (de 0,01 a 1 mm) y para poner 2 cm de Eurofer delante de los canales de refrigeración. Con este sencillo cambio, la vida útil para la pared interior de la Cámara de vacío y el Blindaje, según los cálculos de producción de helio de la tabla 5.8 (*modelo 11*) sería de 30,4 y 6,7 años (a plena potencia), respectivamente. Este último valor es todavía demasiado bajo para un componente permanente y por lo tanto se requieren modificaciones adicionales que se discutirán en el capítulo 6 sobre el diseño *detallado*.

Para esta última versión del modelo *simplificado* los resultados globales del reactor han resultado ser un TBR de 1,18, un factor de multiplicación de energía de 1,15 y para la bobina de campo toroidal, un pico de calentamiento nuclear de $1,47 \times 10^2 \text{ W/m}^3$.

Como se verá en el capítulo 6, sobre la optimización del diseño *detallado*, se ha considerado, como primera posibilidad de mejora del diseño, un ulterior aumento del espesor de la primera pared. También se elaborarán modificaciones para mejorar el apantallamiento de la radiación proporcionado por el mismo blindaje, tanto para reducir los efectos de la radiación sobre la cámara de vacío como para la bobina de campo toroidal, probando materiales distintos del Eurofer, con mejores propiedades de moderación neutrónica y absorción gamma.

5.4 DOSIS AL INDIVIDUO MÁS EXPUESTO DEBIDA A UN ESCAPE ACCIDENTAL DE RADIONUCLEIDOS DESDE EL REACTOR DCLL

Debido a las elevadas tasas de fluencia neutrónicas en el reactor, la liberación potencial a la atmosfera de productos de activación desde los líquidos refrigerantes podría ser una cuestión relevante desde el punto de vista de la protección radiológica en caso de accidente.

Por ello se ha llevado a cabo un análisis de seguridad preliminar [127] para estimar el grado de confinamiento necesario a minimizar los efectos de un escape accidental de dichos productos de activación en el litio-plomo y determinar sus consecuencias en términos de la dosis efectiva al individuo más expuesto. Sin entrar en los detalles de las condiciones que podrían originar tal accidente, el estudio se ha centrado en el análisis del inventario radiológico en el material regenerador y en la dispersión atmosférica de los radionucleidos liberados al ambiente desde los módulos regeneradores dañados. El termino fuente se ha evaluado de forma paramétrica para poder estimar la cantidad máxima liberable de LiPb.

El objetivo actualmente aceptado por la comunidad de fusión en el área de la seguridad es el de evitar la evacuación del público en las condiciones accidentales más severas. La magnitud dosimétrica utilizada para evaluar si se precisa o no la evacuación en un accidente se denomina dosis temprana (DT), simplificación de la expresión dosis por exposición temprana. La DT se define como la dosis efectiva resultante de los siete primeros días de exposición (exposición temprana) tras el comienzo de la liberación, y debida a las siguientes vías de exposición: a) radiación externa e inhalación durante el paso de la nube radiactiva, y b) radiación directa del suelo e inhalación del material resuspendido. El término de dosis efectiva (Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes [128] y texto comentado del Reglamento publicado por la Sociedad Española de Protección Radiológica [129]) a que se hubiera expuesto un individuo durante un periodo se aplica a la suma de las dosis efectivas derivadas de la exposición externa en el

periodo especificado, y las dosis efectivas comprometidas en cincuenta años derivadas de incorporaciones producidas en el mismo periodo.

Respecto al criterio para evacuación en fusión, se acepta que el nivel de intervención venga dado por la dosis temprana al Individuo Más Expuesto (IME), no obstante se consideran dos valores de intervención distintos: 50 mSv y 10 mSv. El de 50 mSv se basa en admitir el dado por los estándares de la IAEA [130], habiendo sido utilizado entre otros en los estudios SEAFP-2 [131]. El segundo es el propuesto en los documentos elaborados por el Departamento de Energía (DOE) de los EEUU (DOE-STD-6002-96, DOE-STD-6003-96) específicamente para ayuda en el diseño y regulación de instalaciones de fusión por confinamiento magnético [132][133].

5.4.1 Cálculos de Activación

Para realizar los análisis de activación del litio-plomo se han utilizado el código de activación ACAB [37] y los datos de secciones eficaces de la librería EAF-2007 [51]. Se ha calculado con MCNPX la tasa de fluencia neutrónica ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) en distintas posiciones radiales y poloidales dentro de los módulos regeneradores de LiPb. Para los cálculos de activación que se exponen a continuación se ha asuntado el valor máximo de tasa de fluencia neutrónica que se observa en la posición más cercana a la primera pared, en la zona ecuatorial exterior (OB).

La composición del litio-plomo utilizada [134] incluye varias impurezas: 0.027 Na, 0.003 Fe, 0.001 Ni, 0.056 Sn, 0.002 Ta, 0.005 Bi (fracciones másicas, %wt.) con 90% de enriquecimiento en ${}^6\text{Li}$ y $9,6 \text{ g/cm}^3$ de densidad. Como primera aproximación, se ha considerado que el material regenerador no está en movimiento a pesar de que realmente el LiPb fluye a lo largo de los módulos regeneradores con una velocidad aproximada de $0,2 \text{ m/s}$ [115]. De todos modos, el uso de la mayor tasa de fluencia neutrónica y por ende de valores más elevados de activación sobrestima la exposición potencial del público a la radiación en caso de accidente.

Para seleccionar los radionucleidos más relevantes en caso de un escape accidental, se ha evaluado la Dosis Efectiva Comprometida - *Committed Effective Dose* (CED) - debida a la inhalación de los productos de activación del litio-plomo, utilizando el código ACAB (por tanto sin tener en cuenta el efecto de la dispersión atmosférica), en tres instantes de tiempo: en el momento de la parada (*shutdown*), después de 4 días y después de 12 días desde la parada, al haber transcurrido 5 FPY (*Full power year*, o años de operación a pleno rendimiento) de irradiación.

La tabla 5.9 muestra los radionucleidos que contribuyen por encima del 0,01% a la CED total. Además se han calculado la actividad específica (figura 5.18) y la tasa de dosis gamma de contacto (figura 5.19) para establecer una prioridad en el riesgo radiológico que supone la exposición a cada uno de los radionucleidos. En ambas figuras, se presentan los valores en función del tiempo trascurrido desde la parada (*shutdown*) hasta 10^4 años.

Tabla 5.9 Dosis Efectiva Comprometida (CED) (en Sv por Kg de LiPb) debida a la inhalación de los radioisótopos que contribuyen más de un 0,01% al total. La ingestión no se considera en una evaluación radiológica a corto plazo.

Nuclide	shutdown		4 días		12 días	
	CED (Sv/Kg)	%	CED (Sv/Kg)	%	CED (Sv/Kg)	%
H-3	1,70E+05	24,01	1,70E+05	26,40	1,69E+05	27,14
Ne-23	9,46E+01	0,01	-	-	-	-
Na-22	6,21E+01	0,01	6,19E+01	0,01	6,16E+01	0,01
Fe-55	5,15E+01	0,01	5,13E+01	0,01	5,11E+01	0,01
Co-58	5,56E+01	0,01	5,32E+01	0,01	4,95E+01	0,01
Co-60	3,71E+01	0,01	3,71E+01	0,01	3,70E+01	0,01
In-114m	1,76E+02	0,02	1,64E+02	0,03	1,48E+02	0,02
Sn-113	1,39E+02	0,02	1,35E+02	0,02	1,29E+02	0,02
Sn-113m	6,00E+03	0,85	-	-	-	-
Sn-117m	1,31E+03	0,19	1,02E+03	0,16	7,06E+02	0,11
Sn-119m	1,36E+03	0,19	1,34E+03	0,21	1,32E+03	0,21
Sn-121	8,66E+01	0,01	-	-	-	-
Sn-123	9,10E+02	0,13	8,86E+02	0,14	8,52E+02	0,14
Sn-125m	3,27E+04	4,63	-	-	-	-
Sb-122	2,33E+02	0,03	6,74E+01	0,01	-	-
Sb-124	4,15E+02	0,06	3,93E+02	0,06	3,61E+02	0,06
Sb-125	1,80E+02	0,03	1,80E+02	0,03	1,79E+02	0,03
Te-121m	3,64E+01	0,01	3,56E+01	0,01	3,45E+01	0,01
Te-123m	1,14E+02	0,02	1,11E+02	0,02	1,06E+02	0,02
Xe-127	5,57E+01	0,01	5,08E+01	0,01	4,42E+01	0,01
Ta-182	1,42E+03	0,20	1,38E+03	0,21	1,32E+03	0,21
Hg-203	2,06E+03	0,29	1,92E+03	0,30	1,72E+03	0,28
Tl-202	1,94E+03	0,27	1,47E+03	0,23	9,74E+02	0,16
Tl-204	1,64E+03	0,23	1,63E+03	0,25	1,63E+03	0,26
Pb-203	1,49E+04	2,11	3,16E+03	0,49	3,05E+02	0,05
Pb-204m	1,43E+03	0,20	-	-	-	-
Pb-209	1,21E+03	0,17	-	-	-	-
Bi-206	9,48E+01	0,01	5,54E+01	0,01	-	-
Bi-207	1,36E+02	0,02	1,35E+02	0,02	1,35E+02	0,02
Bi-210	1,11E+04	1,57	5,68E+03	0,88	2,07E+03	0,33
Bi-211	2,25E+03	0,32	-	-	-	-
Po-208	2,18E+02	0,03	2,17E+02	0,03	2,16E+02	0,03
Po-209	1,04E+02	0,01	1,04E+02	0,02	1,04E+02	0,02
Po-210	4,54E+05	64,27	4,52E+05	70,40	4,42E+05	70,81
Total	7,07E+05		6,43E+05		6,24E+05	

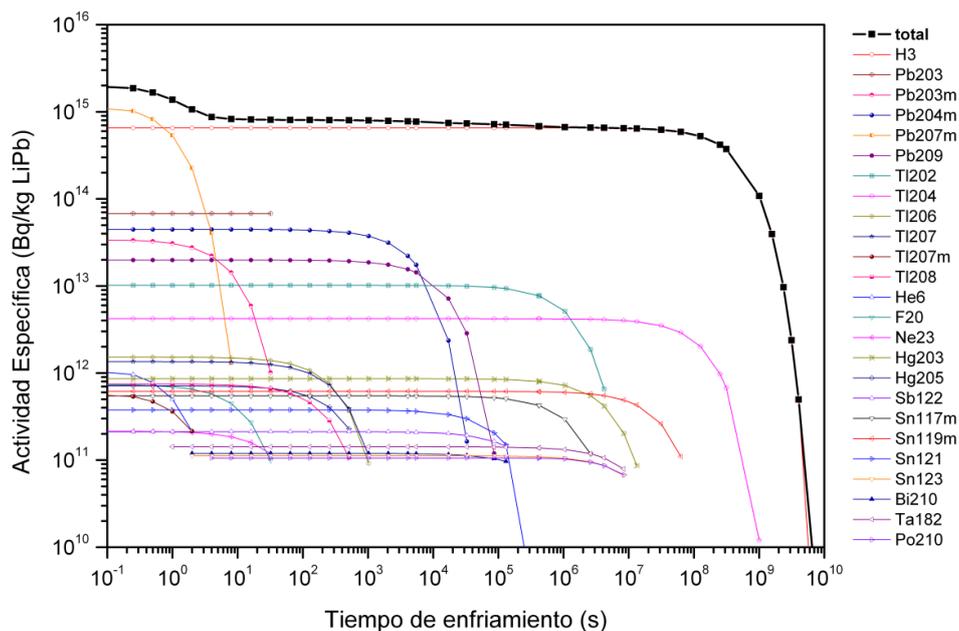


Figura 5.18 Actividad específica de los radionúclidos producidos por la activación de 1 Kg de LiPb tras 5 FPY de irradiación, desde el shutdown hasta 10^{10} s.

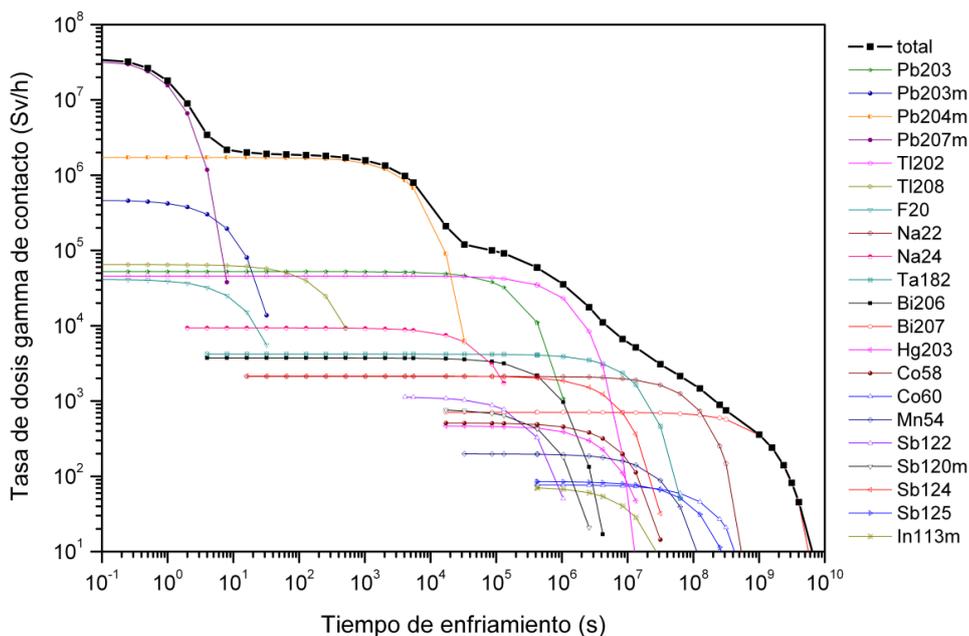


Figura 5.19 Tasa de dosis gamma de contacto (Sv/h) debida a los distintos radionúclidos producidos por la activación del LiPb tras 5FPY de irradiación, desde el shutdown hasta 10^{10} s.

De la tabla y las figuras anteriores puede deducirse que los isotopos que más contribuyen a la CED, a la actividad específica y a de dosis gamma de contacto son en primer lugar el tritio, seguido por algunos isotopos del plomo (^{203}Pb , ^{204}Pb , ^{207}Pb con sus estados metaestables), isotopos del talio, del estaño, del tántalo, del mercurio, del bismuto y del polonio, entre otros.

5.4.2 Evaluación de la Dosis Efectiva fuera del emplazamiento (*offsite*)

En el caso de un accidente nuclear grave (sin entrar en los detalles que podrían conducir a este suceso) se puede liberar material radiactivo en aire que sería transportado por el viento hasta el punto de exposición. El material radiactivo emanado, o pluma, se dispersa según la dirección del viento de manera que la concentración tanto en aire como en la superficie del suelo a una cierta distancia respecto al punto de liberación, depende de la cantidad liberada, la altura del punto de escape, la velocidad del viento, la estabilidad atmosférica, el calor contenido en el escape, las precipitaciones en el terreno, la forma física y química del material liberado y otros factores.

El comportamiento de los radioisótopos liberados se ha estudiado y modelado usando el código HOTSPOT 2.07.01 [135] para estimar la dosis efectiva que un receptor recibiría tras el accidente. La versión 2.07.01 del código utiliza los métodos dosimétricos, los factores de conversión de dosis y la terminología de la ICRP 60 [136]. Además el código HOTSPOT se basa en el modelo de pluma Gaussiano, habitualmente utilizado para valoraciones preliminares de emergencia o para planificación de seguridad de un escape de radionucleidos y para hacer estimaciones iniciales de dispersión.

Hasta el año 1999 los criterios de seguridad para instalaciones de fusión fijados por el DOE exigían que las dosis al IME (individuo más expuesto) se calcularan para el caso denominado de condiciones meteorológicas medias, definido por considerar estabilidad atmosférica de clase D (según Pasquill-Gifford), una velocidad del viento igual a 4 m/s y ausencia de lluvia. A partir del 2000 el DOE ha cambiado el criterio, exigiéndose ahora que las dosis se calculen bajo el escenario denominado de peores condiciones meteorológicas, definido por una estabilidad atmosférica de clase F, velocidad del viento igual a 1 m/s y ausencia de lluvia.

En el presente estudio se han considerado los dos escenarios de dispersión atmosférica siguiendo las directivas DOE [137]. En ambos casos, para calcular las curvas de dosis temprana (DT) en función de la distancia, se ha supuesto un escape de los radionucleidos relevantes (de la tabla 1 y las figuras 1 y 2) desde una altura (una chimenea) de 100 m durante 1 hora. Se ha elegido una velocidad de deposición de partículas de 0,002 m/s [138]. En el código HOTSPOT la fracción respirable (FR), que es la fracción de material en suspensión en el aire en forma de aerosol que es respirable (con un diámetro aerodinámico de menos de 10 micra), tiene un *Activity Median Aerodynamic Diameter* (AMAD) de 1 micra.

La dosis temprana (o dosis efectiva por exposición externa a la radiación durante 7 días) incluye la contribución de la radiación debida a la inmersión en la pluma durante su paso, la radiación recibida por reflexión del suelo durante 7 días, la dosis comprometida durante 50 años en los órganos del cuerpo humano debida a la inhalación durante el paso de la pluma, y la dosis debida a 7 días de inhalación del material resuspendido [138].

Para las dos condiciones atmosféricas antes mencionadas, se ha calculado primero la dosis temprana, en función de la distancia desde el punto de liberación, para 1

TBq de tritio en forma de agua tritiada HTO (figura 5.20) y sucesivamente para los restantes radionúclidos relevantes. El mismo patrón se observa para todos los radionucleidos: el individuo más expuesto (IME) está situado a 2,2 Km del punto de liberación en las condiciones atmosféricas medias (viento 4 m/s y clase D) y entre 13 y 16 Km en las peores condiciones (viento 1 m/s y clase F).

En la tabla 5.10 se muestran los resultados de dosis temprana (en Sv/TBq) al IME para el escape desde la chimenea de 100 m en las condiciones atmosféricas peores para los radionucleidos relevantes, detallando la contribución de cada proceso (inhalación, inmersión, reflexión del suelo y resuspensión). De manera análoga, la tabla 5.11 proporciona los resultados de dosis temprana al IME en las condiciones atmosféricas medias.

Los resultados muestran que los valores más elevados de dosis al IME se obtienen en las condiciones atmosféricas medias (clase D y viento 4 m/s). Esto es debido a que (como se ve en las dos curvas de figura 5.20) en los resultados clase D el IME se encuentra situado más cerca de la fuente y la dosis efectiva correspondiente es más elevada aunque los valores bajan más rápidamente que el caso clase F. Viceversa, los resultados de clase F son más bajos en el punto en el que se encuentra el IME (más lejos de la fuente) pero se mantienen más estables a largas distancias.

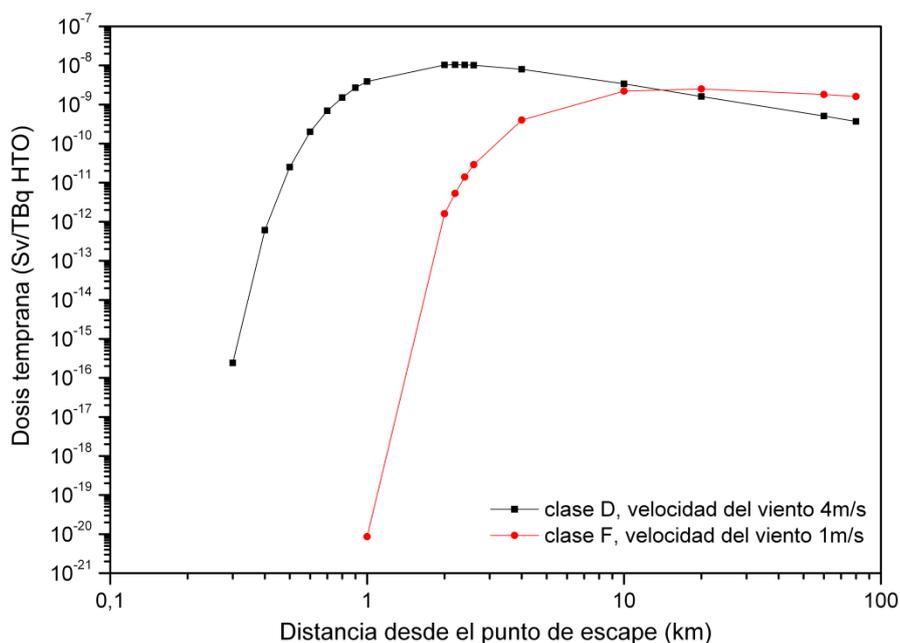


Figura 5.20 Evolución en función de la distancia de la dosis temprana debida a 1 TBq de tritio en forma de HTO emitido desde una altura de 100 m en condiciones de estabilidad atmosférica medias (D) y peores (F).

Tabla 5.10 Dosis Temprana (a 7 días) para estabilidad atmosférica clase F, velocidad del viento de 1 m/s, escape desde una chimenea de 100 m, a 13-16 km, especificando la contribución debida a inhalación, inmersión, reflexión del suelo y resuspensión (Sv/TBq).

Nuclide	7 días total	Inhalación	Inmersión	Reflexión del suelo	Resuspensión
Po210	3,88E-04	3,87E-04	1,22E-13	2,99E-12	1,95E-07
Tl204	1,73E-06	1,73E-06	4,78E-11	3,59E-09	8,76E-10
Pb203	6,03E-08	1,96E-08	3,52E-09	3,72E-08	5,67E-12
Tl202	1,60E-07	3,59E-08	5,43E-09	1,19E-07	1,62E-11
H3	3,58E-08	3,57E-08	6,62E-24	-	1,81E-11
Bi210	1,20E-05	1,20E-05	6,99E-11	7,36E-09	4,63E-09
Hg203	3,39E-07	2,66E-07	2,84E-09	6,95E-08	1,31E-10
Sn119m	3,06E-07	3,03E-07	2,52E-11	3,21E-09	1,53E-10
Ta182	1,35E-06	9,46E-07	1,63E-08	3,84E-07	4,74E-10
Sn117m	2,95E-07	2,55E-07	1,67E-09	3,88E-08	1,16E-10
Na22	3,35E-06	2,65E-06	2,79E-08	6,74E-07	1,34E-09
Sn123	1,19E-06	1,17E-06	1,91E-10	2,12E-08	5,89E-10
Pb209	4,42E-09	4,38E-09	2,16E-11	2,32E-11	1,48E-13
Bi207	4,04E-06	3,55E-06	1,92E-08	4,78E-07	1,80E-09
Sb124	1,35E-06	7,79E-07	2,40E-08	5,48E-07	3,86E-10
Bi206	9,02E-07	1,66E-07	4,10E-08	6,95E-07	6,74E-11
Sb122	1,81E-07	1,01E-07	5,50E-09	7,37E-08	3,22E-11
Na24	2,41E-07	4,29E-08	5,36E-08	1,44E-07	5,82E-12
Co58	4,99E-07	1,93E-07	1,21E-08	2,94E-07	9,58E-11
Sn121	2,20E-08	2,19E-08	1,05E-11	6,62E-12	4,48E-12
Mn54	5,66E-07	2,97E-07	1,05E-08	2,58E-07	1,50E-10
Co60	3,58E-06	2,79E-06	3,25E-08	7,57E-07	1,42E-09

Tabla 5.11 Dosis Temprana (a 7 días) para estabilidad atmosférica clase D, velocidad del viento de 4 m/s, escape desde una chimenea de 100 m, a 2 km, especificando la contribución debida a inhalación, inmersión, reflexión del suelo y resuspensión (Sv/TBq).

Nuclide	7 días total	Inhalación	Inmersión	Reflexión del suelo	Resuspensión
Po210	1,62E-03	1,60E-03	5,02E-13	1,24E-11	1,90E-05
Tl204	7,24E-06	7,14E-06	1,98E-10	1,48E-08	8,55E-08
Pb203	2,54E-07	8,22E-08	1,48E-08	1,57E-07	3,97E-10
Tl202	6,65E-07	1,48E-07	2,25E-08	4,92E-07	1,48E-09
H3	1,04E-08	1,04E-08	-	-	1,25E-11
Bi210	5,04E-05	5,00E-05	2,91E-10	3,07E-08	3,87E-07
Hg203	1,41E-06	1,10E-06	1,17E-08	2,88E-07	1,26E-08
Sn119m	1,28E-06	1,25E-06	1,04E-10	1,33E-08	1,50E-08
Ta182	5,61E-06	3,91E-06	6,75E-08	1,59E-06	4,63E-08
Sn117m	1,22E-06	1,05E-06	6,92E-09	1,61E-07	4,81E-10
Na22	1,38E-05	1,09E-05	1,15E-07	2,79E-06	5,55E-09
Sn123	4,94E-06	4,85E-06	7,91E-10	8,77E-08	2,44E-09
Pb209	2,26E-08	2,24E-08	1,10E-10	1,19E-10	7,57E-12
Bi207	1,67E-05	1,47E-05	7,94E-08	1,98E-06	7,45E-09
Sb124	5,59E-06	3,22E-06	9,93E-08	2,27E-06	1,60E-09
Bi206	3,75E-06	6,91E-07	1,70E-07	2,89E-06	2,81E-10
Sb122	7,56E-07	4,24E-07	2,30E-08	3,09E-07	1,35E-10
Na24	1,05E-06	1,87E-07	2,34E-07	6,28E-07	2,54E-11
Co58	2,06E-06	7,97E-07	5,01E-08	1,22E-06	3,97E-10
Sn121	9,34E-08	9,33E-08	4,48E-11	2,83E-11	1,91E-11
Mn54	2,34E-06	1,23E-06	4,32E-08	1,07E-06	6,22E-10
Co60	1,48E-05	1,15E-05	1,34E-07	3,14E-06	5,86E-09

Para comparar adecuadamente la dosis temprana al IME con el criterio de "no evacuación del público" [139] de 10 mSv por evento y obtener un resultado parametrizado en términos de cantidad liberada, se ha determinado la actividad de material radiactivo (Bq) generado en 1 Kg de LiPb en el momento en el cual se produce la parada (suponiendo de forma conservadora las peores condiciones para el momento en el que ocurra el accidente).

La figura 5.21 muestra la dosis temprana correspondiente a la activación de 1 Kg de LiPb (Sv/Kg) en función de la distancia y en condiciones atmosféricas de clase D, para los radioisótopos cuya contribución a la CED total, a la actividad específica total y a la tasa de dosis gamma de contacto anteriormente calculadas con el código ACAB, sea mayor del 0,1%.

El resultado de la dosis temprana al IME (a 2,2 Km del punto de liberación) debida al escape total resultante de la activación de 1 Kg de LiPb es $2,5 \times 10^{-4}$ Sv. Esto significa que, para cumplir el límite de no- evacuación de 0,01 Sv, se podría liberar a la atmósfera un máximo de 40 Kg de LiPb activado.

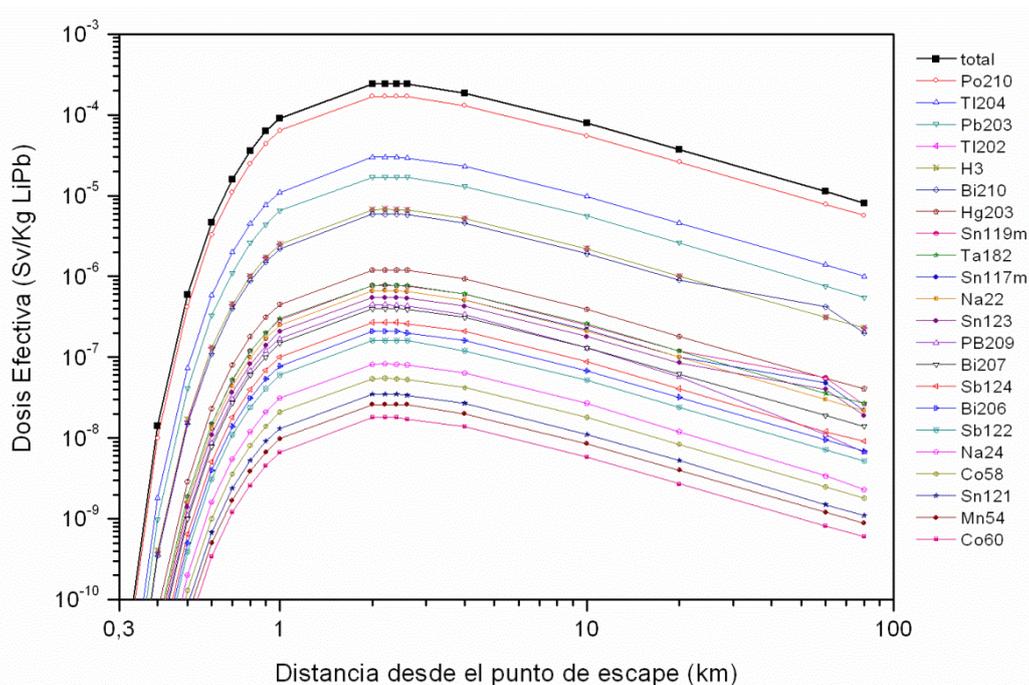


Figura 5.21 Dosis temprana (Sv por Kg de LiPb) en función de la distancia y en condiciones atmosféricas de clase D, para los radioisótopos cuya contribución a la CED total, a la actividad específica total y a la tasa de dosis gamma de contacto sea mayor del 0,1%.

Este análisis se ha realizado asumiendo que no hay remoción de tritio. La actividad del tritio contribuye en más de un 80% a la actividad total 10 segundos después de la parada (figura 5.18). Además el Po-210 contribuye un 69% a la dosis temprana (figura 5.21). Por ello se considera necesario un sistema de extracción on-line para remover el Po-210 generado por transmutación del Pb y el Bi durante la operación del reactor. La limitación en el inventario de Po-210 también se puede conseguir limitando la concentración de Bi entre las impurezas del LiPb (las impurezas de Bi predominan en el proceso de producción del Po-210 en los primeros años de operación) a través de sistemas de purificación de bismuto. Esto permitiría

aumentar la cantidad máxima de LiPb liberable (cumpliendo el límite de no-evacuación). Dicho límite sería aún mayor teniendo en cuenta que la hipótesis de un escape total de radioisótopos al ambiente resulta poco realista, ya que no se está considerando ningún sistema de confinamiento, de filtración o de extracción de tales radionucleidos.

Por último, en la tabla 5.12, se indica la cantidad de los mayores contribuyentes a la dosis temprana (en gramos por Kg de LiPb) producida al final de los 5 años (FPY) de irradiación (parada), sin considerar la extracción de radioisótopos (destritiación, extracción de polonio y limpieza (*cleanup*) de bismuto).

Tabla 5.12 Producción de radionucleidos relevantes (g/kg LiPb) al final (parada) de los 5 años de irradiación (FPY).

isotopo	g/kg LiPb
H-3	1,83
Tl-204	0,24
Tl-202	$5,21 \times 10^{-3}$
Pb-203	$6,15 \times 10^{-3}$
Hg 203	$1,68 \times 10^{-3}$
Po-210	$6,35 \times 10^{-4}$
Bi-210	$2,59 \times 10^{-5}$

6 OPTIMIZACIÓN Y ANÁLISIS DEL MODELO DETALLADO

6.1 EL MODELO DETALLADO

El trabajo realizado sobre el modelo *simplificado* descrito en el capítulo anterior se planteó para conseguir - aun siendo preliminares - los parámetros de diseño del reactor más adecuados ya que sobre ese modelo era más sencillo realizar modificaciones.

Una vez depurados la mayoría de los fallos de esa geometría, se optó por volver al *modelo detallado*, adaptarlo a las nuevas especificaciones resultantes de la optimización del *modelo simplificado*, determinar en qué medida los detalles de una geometría más realista pudiesen influir en los resultados y, sobre todo, llegar a un diseño que cumpliera los requerimientos de un reactor de fusión.

Las especificaciones iniciales para el modelo detallado se han establecido a partir de los modelos simplificados 9, 10 y 11 (sección 5.1). Finalmente, se optó por un blindaje de 30 cm de Eurofer y helio, unas paredes de la cámara de vacío de 10 cm de acero austenítico y un espacio con agua borada con un espesor que varía entre la zona interior (*inboard*) y exterior (*outboard*) debido a las asimetrías del diseño detallado. En este, el espesor de la zona interior está limitado por la presencia del solenoide central, y por lo tanto tiene que ser más estrecha que la exterior (limitando el espesor de la cámara de vacío en esa zona). En el plano ecuatorial las medidas del hueco son 10 cm para el IB y 30 cm para el OB. En esta versión inicial no se ha considerado la capa de tungsteno en frente a la pared interior de la cámara de vacío debido a que los resultados eran bastante prometedores. Entre el blindaje y la cámara de vacío queda un espacio de 15 cm y entre la cámara de vacío y la bobina toroidal un espacio de 10 cm.

6.1.1 Conversión con VISUAL BASIC

En la figura 6.1 se muestran dos versiones de un sector de 30° del *modelo detallado*: arriba, el diseño CATIA inicial (.CATProduct) y abajo el diseño en formato .stp en el cual las líneas curvas están aproximados por segmentos (este proceso de simplificación se explica en la sección 4.2.1, en los detalles sobre el uso de la macro EXCEL para la simplificación del modelo originario).

Para el modelo *diseñado* aquí considerado, la conversión del formato CAD (CATIA) a otro que pueda representarse mediante combinación de las superficies disponibles en MCNP se ha llevado a cabo mediante un programa realizado en Visual Basic (cuya interfaz se muestra en la figura 6.1, en el centro) que permite elegir la tolerancia con la cual se aproxima mediante segmentos el perfil de los componentes así como algunos parámetros de diseño del reactor (dimensiones del plasma, del blindaje, de las paredes de la cámara de vacío) aunque dentro de un límite impuesto por las asimetrías de este modelo y las interferencias que se puedan originar por modificaciones drásticas de los componentes, por la presencia de canales, del divertor, del puerto, del espacio máximo a disposición, de la distancia entre componentes, etc.

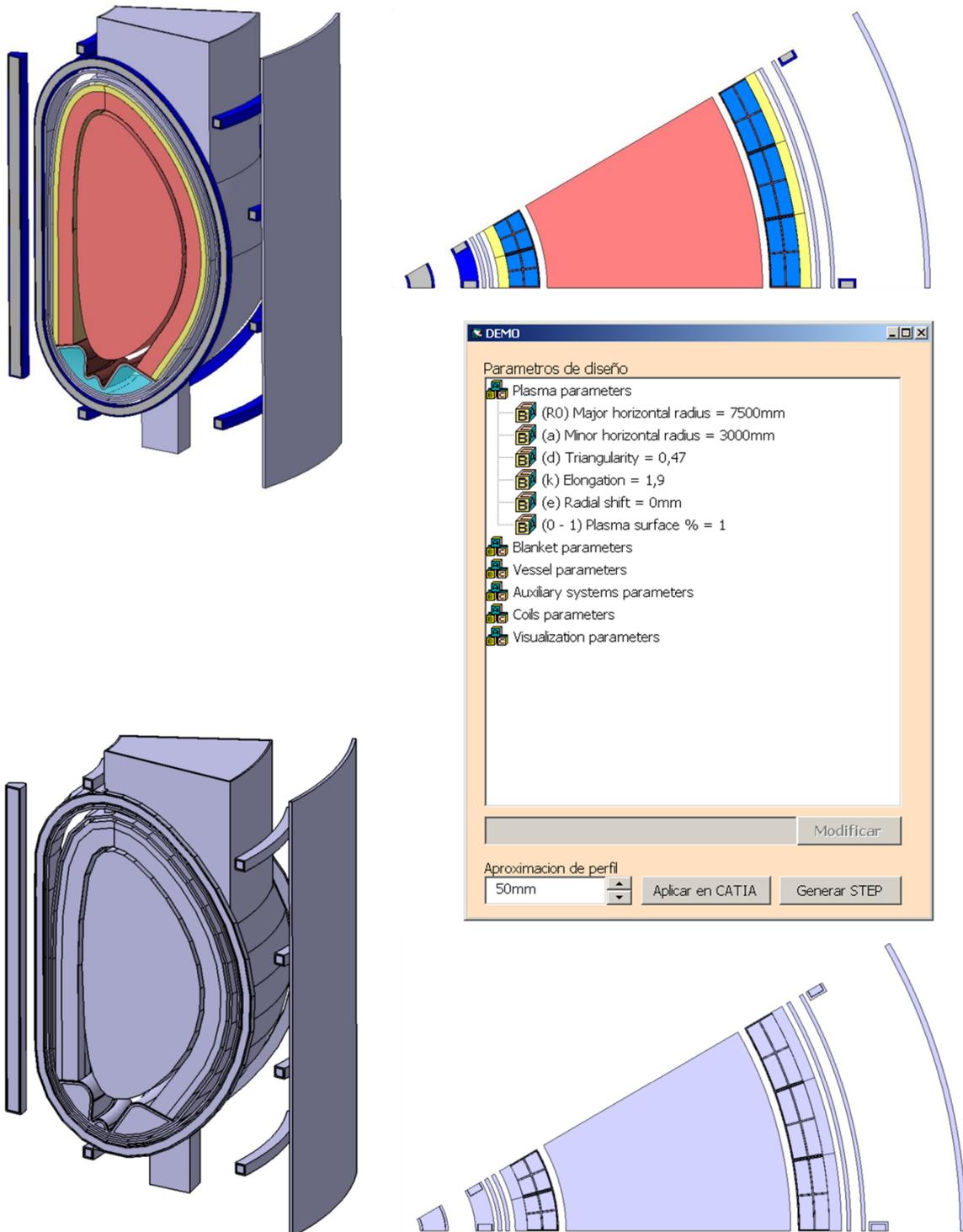


Figura 6.1 Proceso de simplificación del modelo *detallado* mediante un programa en Visual Basic. Arriba se muestran dos imágenes del diseño CATIA inicial (.CATProduct): a la derecha un sector de 30° y a la izquierda su sección horizontal. En el centro se muestra la interfaz gráfica del programa que permite introducir los parámetros de diseño. Abajo se muestran: a la derecha, el sector de 30° en formato .stp, resultado de la simplificación, con las líneas de contorno aproximadas por segmentos y en el que se han mantenido todos los componentes (divertor, puerto, cámara de vacío, bobinas) con su forma correspondiente; y a la izquierda, un corte horizontal donde se aprecia que se ha mantenido la configuración interna de la envoltura regeneradora.

Aunque el *modelo detallado* se ha simplificado con la interfaz de Visual Basic y los canales de refrigeración del blindaje siguen sin estar modelados individualmente, es

mucho más realista que el modelo utilizado en el capítulo 5 puesto que aquí se han mantenido las asimetrías de la cámara de vacío, la forma del divertor, el puerto vertical, y sobre todo la estructura interna de las envolturas. Es decir, el diseño ya no está formado por capas homogéneas de materiales mixtos y geoméricamente continuas en dirección toroidal sino que todos los componentes están modelados respectando su geometría y estructura real (y por lo tanto no hace falta utilizar mezclas de materiales en la mayoría de los componentes del reactor¹⁵).

La figura 6.2 muestra una sección horizontal del sector de 30° donde se puede apreciar la estructura interna de las envolturas regeneradoras (*breeding blankets*). En la zona exterior (*Outboard* - OB) de la izquierda se encuentran 3 envolturas cada una dividida en 4 canales de litio-plomo, dos de entrada y dos de salida, y en la zona interior (*Inboard* - IB), a la derecha, 2 envolturas, igualmente divididas en 4 canales.

Los detalle de los módulos se muestran en el círculo de la figura 6.2 donde se pueden distinguir: la primera pared de Eurofer y su recubrimiento de tungsteno; los canales de refrigeración de helio, que tienen forma de "cruz" dentro de cada envoltura y además la rodean por tres lados; y las inserciones de canales de carburo de silicio.

La tabla 6.1 muestra el espesor de los componentes de los módulos regeneradores para dos espesores de la primera pared (5 y 2 cm), denominados Caso1 y Caso2, cuyos detalles se discutirán en la sección 6.2.1.

Además se puede observar que a todas las bobinas (en la figura 6.1 son los componentes en color azul oscuro; y en el plano de la figura 6.2 están, en la parte OB, cerca de 1250 cm y, en la parte IB, cerca de 255 cm), tanto las poloidales como la toroidales, se les ha dado una estructura que consiste en una caja de acero de 6 cm de espesor (*casing* o *jacket*), un aislante de epoxi de 1 cm y en el interior una mezcla representante el devanado (o *winding pack*) propiamente dicho, de 36 cm x 36 cm, formando en total una sección de 50 cm x50 cm.

Como se verá luego, este cambio será muy importante para poder evaluar otros parámetros que determinan si se conservan las prestaciones de la bobina superconductora a los que anteriormente no se había podido prestar atención.

La composición de todos los elementos del reactor se detalla en la tabla 6.2.

¹⁵ Menos para los canales de refrigeración de la Envoltura, el Blindaje/Colector (como se explicará más adelante), la Cámara de vacío y el devanado de la bobina toroidal.

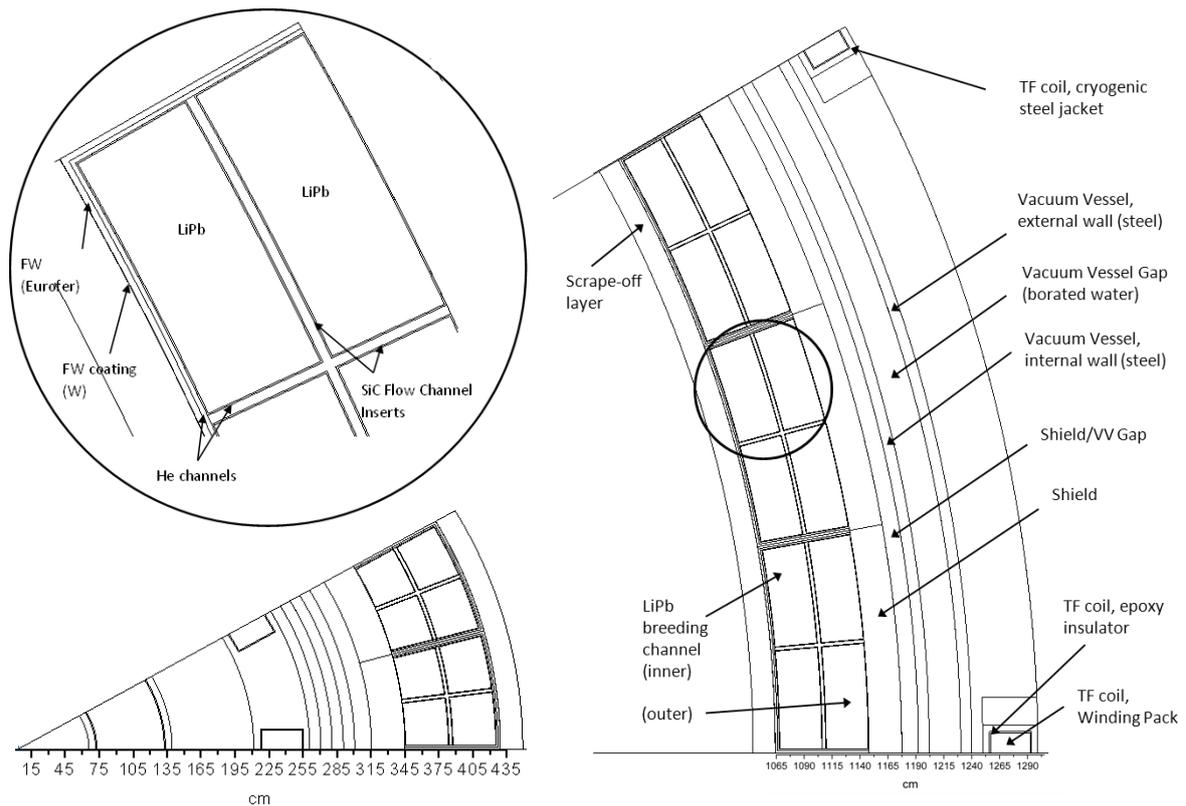


Figura 6.2 Sección horizontal del sector de 30°. A la izquierda el lado interior (IB) y a la derecha el lado exterior (OB) de la sección en forma de D. En el detalle circular se aprecia la estructura interna de los breeding blankets.

Tabla 6.1 Espesor de los elementos de la Envoltura regeneradora y el Blindaje en dos casos diferentes analizados, para el modelo detallado de partida.

Componente	espesor (mm)		espesor acumulado (mm)	
	Caso1	Caso2	Caso1	Caso2
Recubrimiento Primera Pared (W)	0,01	1	-	-
Primera Pared (Eurofer)	50	19	0,01	1
Canales de He	15	15	50,01	20
Inserciones de canal (SiC)	5	5	65,01	35
Zona Regeneradora (LiPb)	371	386	70,01	40
Inserciones de canal (SiC)	5	5	441,01	426
Cruceta de He	30	30	446,01	431
Inserciones de canal (SiC)	5	5	476,01	461
Zona Regeneradora (LiPb)	371	386	481,01	466
Inserciones de canal (SiC)	5	5	852,01	852
Blindaje (Eurofer)	300	300	857,01	857
TOTAL			1157,01	1157

Tabla 6.2 Composición de todos los elementos del reactor en el modelo *detailed* de partida.

Componente		Material o Composición de la mezcla en %				
		otros	Eurofer	He	SS316LN	Agua
Envoltura Regeneradora (Breeding Blanket)	Recubrimiento primera pared	W				
	Primera pared		100			
	Canales de refrigeración		38,5	61,5		
	Inserciones de canal	SiC				
	Zona regeneradora	LiPb				
Blindaje ¹⁶ (Shield)			65,93	34,07		
Cámara de Vacío (VV)	Pared interior				96,5	3,5
	Espacio	B (0,52)			4,18	95,3
	Pared exterior				95,3	4,7
Bobina de campo toroidal (TF coil)	Camisa (<i>jacket</i>)				criogénico	
	Aislante	epoxy-glass				
	Devanado (<i>Winding Pack</i>)	Nb ₃ Sn (2,895) Cu (11,69) Bronce (7,35) r-epoxy (18) vacío (0,055)		16,82 (liq.)	43,19	
Criostato					100	
Divertor	Primera pared	W				
	Segunda pared		100			
	Tercera pared	Cu				
	Refrigeración					100

¹⁶ Como se mencionó en el capítulo 5.2, hablando de la modificación del blindaje, la zona de *Manifold* o colector de helio ocupa la mitad (15 cm) del espacio a disposición, quedando los restantes 15 cm destinados solamente a la función de blindaje. Por lo tanto, la zona de 30 cm de *Manifold*+Blindaje es una mezcla de helio y acero cuya composición se ha estimado en un 66% de acero y 34% de helio.

6.2 RESULTADOS DEL MODELO DETALLADO INICIAL

6.2.1 Producción de Tritio

De acuerdo con los resultados de la producción de helio en los componentes ferríticos (sección 5.3.4) que mostraban la necesidad de adoptar medidas drásticas sobre los parámetros de diseño para garantizar la resoldabilidad del blindaje y de la primera pared de la cámara de vacío, el primer modelo analizado en este apartado modifica el espesor de primera pared utilizado en las distintas versiones del *modelo simplificado* adoptando una primera pared de 5 cm de Eurofer y un recubrimiento de tungsteno de 0,01 cm (Caso 1 de la tabla 6.1).

La primera comprobación que se ha realizado sobre este *modelo detallado* ha consistido en averiguar si el TBR se mantenía cercano a los valores calculados en los modelos simplificados (aunque el espesor muy elevado de la primera pared hacía intuir que variaría bastante).

Como esperado, el TBR calculado para este modelo detallado disminuye respecto a los modelos simplificados, que tenían valores en un rango de 1,28-1,18, bajando a 1,084 (con el 90% de enriquecimiento en Li-6). Obviamente la opción de un enriquecimiento menor, en este caso, sería inviable ya que no nos permitiría llegar al límite de la autosuficiencia en tritio del reactor estimado en 1,1.

Además y puesto que para los estudios de activación que se han explicado en la sección 5.4 se ha necesitado utilizar una composición de LiPb más cercana a la real, es decir, con presencia de impurezas, el uso de tal composición [134] con una densidad menor (9,6 gr/cm³) de la inicial (10 gr/cm³) [74] y de la considerada en otros estudios [140][141], habría implicado una reducción aún mayor del TBR.

Estas consideraciones sobre TBR han dado lugar a un replanteamiento del espesor de la primera pared que se estaba considerando (5 cm). Por comparación con otros modelos [5][142][143] (ya que en el transcurso de este proyecto no se pudieron obtener aún datos de los estudios estructurales) se ha decidido reducir tal espesor a 2 cm (incluyendo un recubrimiento de tungsteno de 1 mm) ya que además este espesor se había evaluado en el *modelo 11 simplificado* en el cual se había conseguido un TBR de 1,18.

Se ha optado por utilizar la composición de LiPb con impurezas, aunque manteniendo el eutéctico a 15,7 en vez que el valor que utiliza *Petrizzi* (Pb17Li) [134] debido a las consideraciones de *Hubberstey* [144] sobre el valor real del eutéctico, a los estudios recientes sobre DEMO1 [145][146][147] que utilizan un eutéctico de 15,8 y a otros estudios que asumen las composiciones [141][148].

Los valores iniciales y los obtenidos tras estas modificaciones están resumidos en la Tabla 6.3.

Con el nuevo diseño el TBR se sitúa finalmente alrededor de 1,22, un resultado muy bueno que ha permitido, en una fase sucesiva, modificar el tamaño de los canales de LiPb para poder aumentar el espesor del blindaje. Si se compara con el valor de 1,18 del *modelo simplificado* casi "equivalente" en términos de espesores, vemos que el

valor de TBR de este es inferior respecto al modelo *detallado* debido a que el modelo *simplificado* consideraba un espesor de la región regeneradora ligeramente menor que el actual. Con litio-plomo enriquecido al 50% el TBR es de 1,145 manteniéndose más alto que el criterio de auto-suficiencia.

Tabla 6.3 Resultados del TBR para dos configuraciones de distinto espesor de la primera pared y para dos composiciones de LiPb.

		LiPb sin impurezas, 10 gr/cm ³	LiPb con impurezas [134], 9,6 gr/cm ³
coating W 0,01 cm FW Eurofer 5 cm	Li-6 enr.50%	0,9859	-
	Li-6 enr.90%	1,084	1,053
cruceta mixta*		-	1,052
coating W 0,1 cm FW Eurofer 2 cm	Li-6 enr.50%	-	1,145
	Li-6 enr.90%	-	1,225

*Los canales de refrigeración de helio rodean los canales de LiPb separando la zona regeneradora en 4 partes (canales) aisladas por inserciones de SiC. De estos canales está modelado solo el helio pero no el canal de acero propiamente dicho. Para subsanar el error de modelado geométrico se utiliza una composición mixta en las crucetas y en el contorno que constituyen los canales de refrigeración, calculada en 61% helio y 38% acero. Como se ve en la tabla esto implica solo una ligera disminución del valor de TBR debido al aumento de acero en los *blankets*.

Además de los valores globales del TBR, análogamente al caso del modelo *simplificado*, se ha desglosado la producción de tritio como *distribución poloidal del TBR* a lo largo de 4 canales de LiPb (2 de entrada IB/OB, y dos de salida IB/OB, es decir más cerca o más lejos del plasma), aprovechando la simetría toroidal del reactor que implica los mismos resultados en los 360°, en zonas delimitadas por planos horizontales puestos cada 50 cm (figura 6.3).

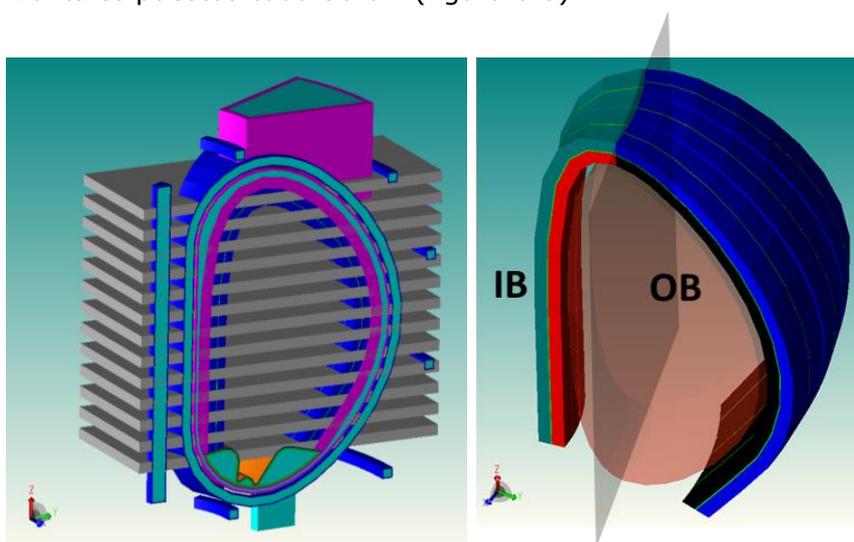


Figura 6.3 Configuración utilizada para el cálculo de distribución poloidal de la producción de tritio en las envolturas regeneradoras. Se cortan las envolturas mediante 27 planos puestos a distintas alturas del eje z, desde 7m a -6m, respecto al plano ecuatorial Z=0, cada 50cm (a 700cm, 650cm, 600cm, ..., 50cm, 0, -50cm, ..., -500cm, -550cm, -600cm). Se calculan los valores en el módulo interior cercano al plasma (IB *inner*), en rojo y lejano (IB *outer*), en verde; y en el módulo exterior cercano (OB *inner*), en negro y lejano (OB *outer*), en azul.

El resultado, escalado a todo el reactor, se muestra en figura 6.4. Es fácil comprobar que los canales más cercanos al plasma (líneas negra y roja) producen más tritio que los más lejanos (azul y verde) y que, en comparación, los exteriores (OB) son más productivos que los interiores (IB).

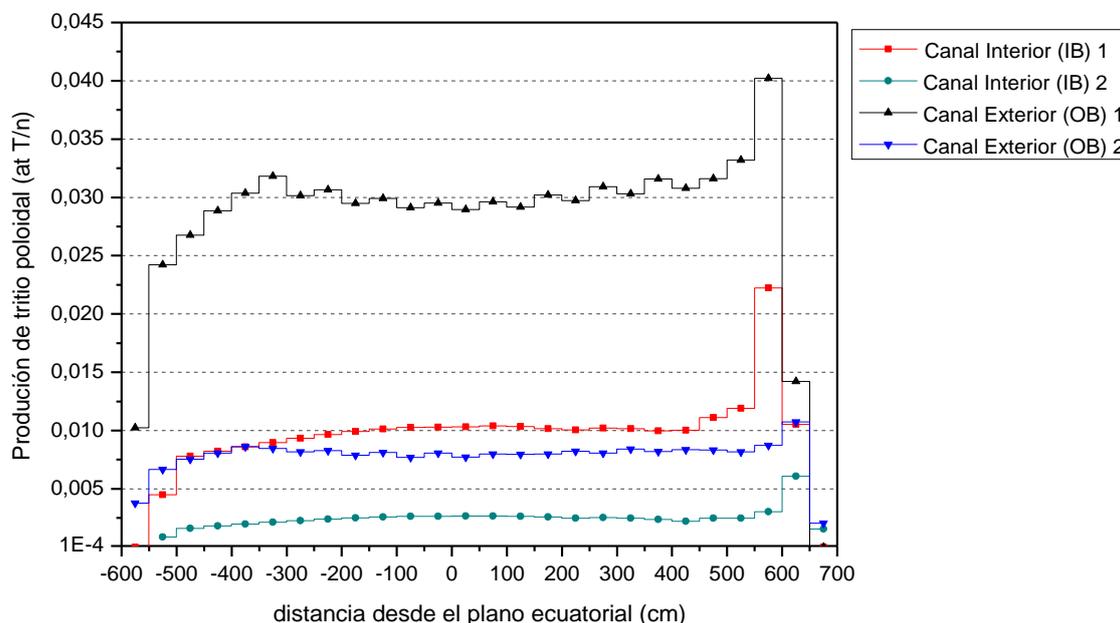


Figura 6.4 Distribución poloidal de la producción de tritio (at.T/n) en los canales de LiPb extrapolada a todo el reactor. El canal exterior (OB) más cercano al plasma es el que contribuye mayormente al TBR global.

Para tener información de la eficiencia de las distintas zonas, independientemente del espesor del canal, se ha calculado la distribución poloidal de la tasa de producción de tritio (TPR, *Tritium Production Rate*), a distintas alturas en el eje z. Los resultados se muestran en la figura 6.5 donde se puede observar que las zonas centrales cercanas al plasma son igualmente eficientes tanto en el IB como en el OB. Las diferencias mayores se observan en la zona central de los canales más lejanos: el canal exterior OB en esa zona contribuye bastante poco porque la mayoría de los neutrones reaccionan para producir tritio en los primeros 40 cm de la zona ecuatorial OB, por lo tanto llegan muy pocos neutrones al segundo canal. Además la zona inferior de la envoltura IB (tanto el canal cercano al plasma como el lejano) es bastante menos eficiente que la zona OB. En el caso de no disponer de suficiente blindaje en esas regiones se podría pensar en reducir el espesor de los canales en la zona inferior IB y en la zona ecuatorial OB lejana.

Esta evaluación será muy útil si se quisiese convertir, en un trabajo a futuro, el modelo de envoltura en forma de "banana" a un modelo multi-modular, para así poderle atribuir a cada módulo un distinto espesor dependiendo de su eficiencia.

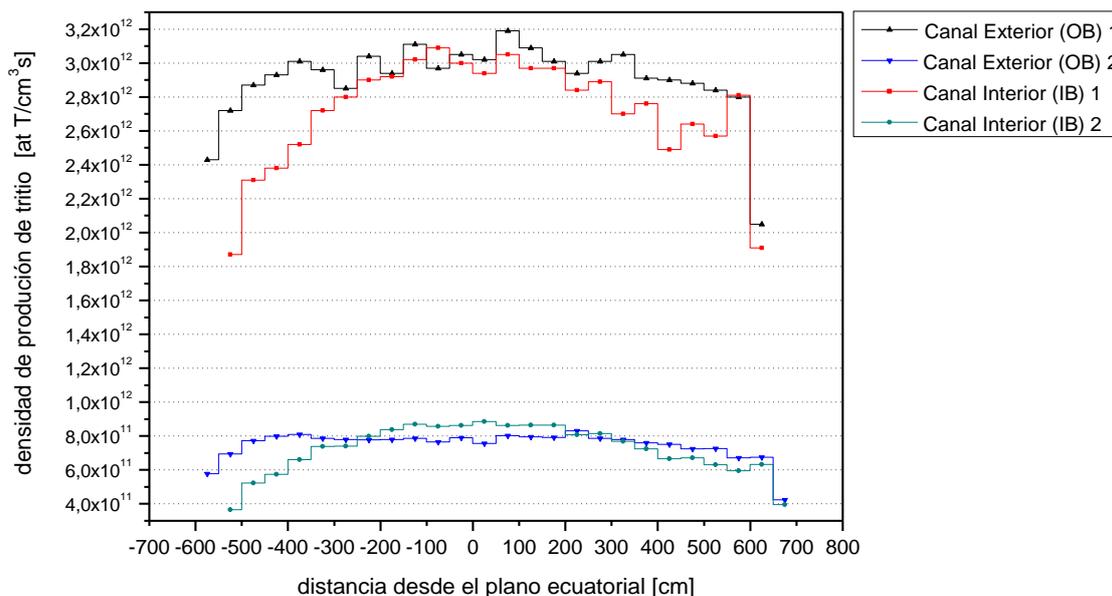


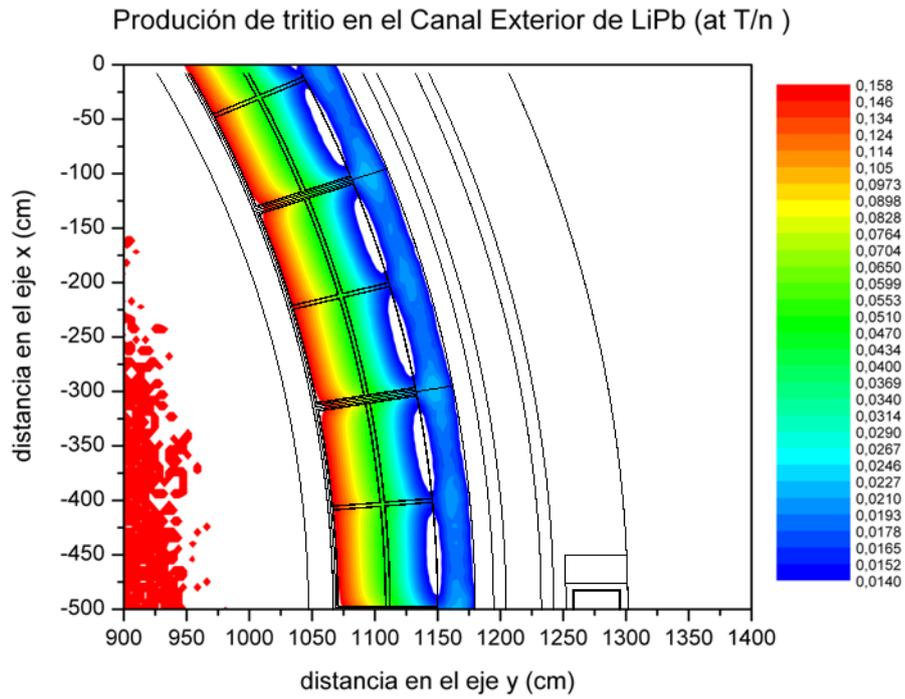
Figura 6.5 Distribución poloidal de la densidad de producción de tritio (at.T/cm³s) en los canales de LiPb. Habiendo normalizado al volumen de los canales se obtiene información de la eficiencia de las distintas zonas poloidales independientemente del volumen ocupado por el regenerador.

Además, para disponer de información más detallada acerca de la distribución espacial de la producción de tritio, se ha calculado *el mapa de la distribución radial de TBR* en una sección del sector de 30°, comprendida entre los planos a 10 y 60 cm desde el plano ecuatorial $z=0$, utilizando el mesh tally *rmesh1* y la reacción de producción de tritio, a través de la card MT 205. Extrapolando los valores del sector de 30° a todo el reactor se han obtenido los mapas de distribución de la figura 6.6 que da información de la variación en el mesh (radial) del TBR global.

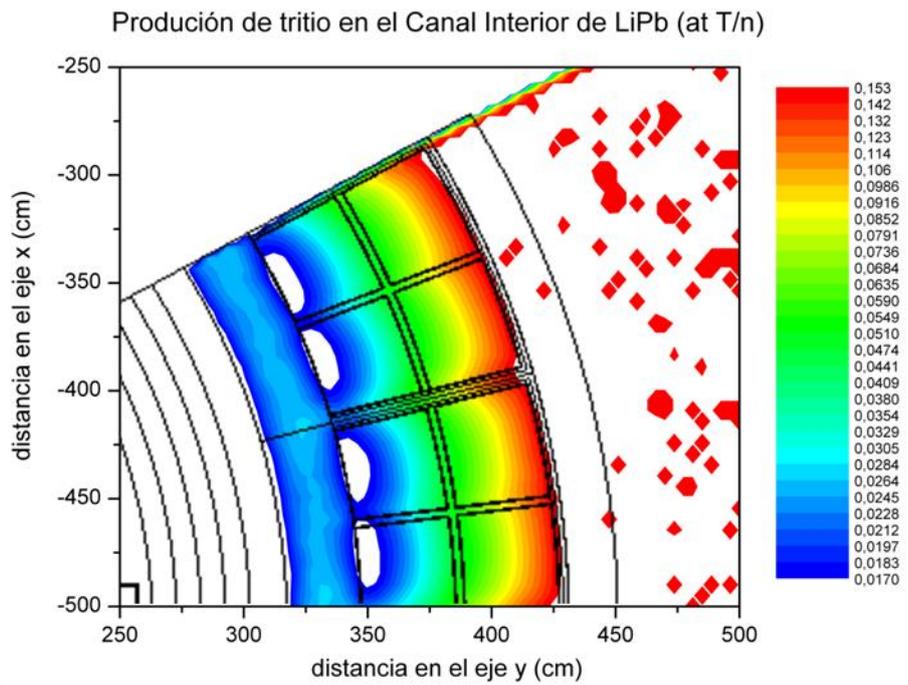
De esta forma se pueden comparar los resultados con el valor global del TBR de 1,22 y con los resultados radiales obtenidos en el modelo *simplificado* (figura 5.13) aunque merece la pena recordar aquí que tales valores, mediando entre canal IB y OB, variaban entre 0,14 y 0,018 at.T/n.

Como se puede observar en las figuras 6.6 (a) y (b), donde el resultado del mesh se ha solapado a los planos geométricos del sector, los valores de TBR local para el OB (figura 6.6a) van de 0,158 a 0,014 y los valores del IB (figura 6.6b) van de 0,153 a 0,017 at.T/n.

Sumando estos valores tendríamos el valor global de TBR de 1,225. Cabe recordar aquí que el mesh tally se calcula en un único material, en este caso LiPb, por lo tanto es como si todos los elementos fueran de LiPb (y las reacciones de producción de tritio ocurriesen también allí donde en realidad hay canales de helio, la estructura de Eurofer o las inserciones de canales), así que si sumáramos los valores de los mapas, para obtener el TBR global, habría que restar esas regiones que no corresponden a partes de la zona regeneradora propiamente dicha.



a)



b)

Figura 6.6 Mapas de producción de tritio en los canales de LiPb (a) exteriores y (b) interiores extrapolados a todo el reactor.

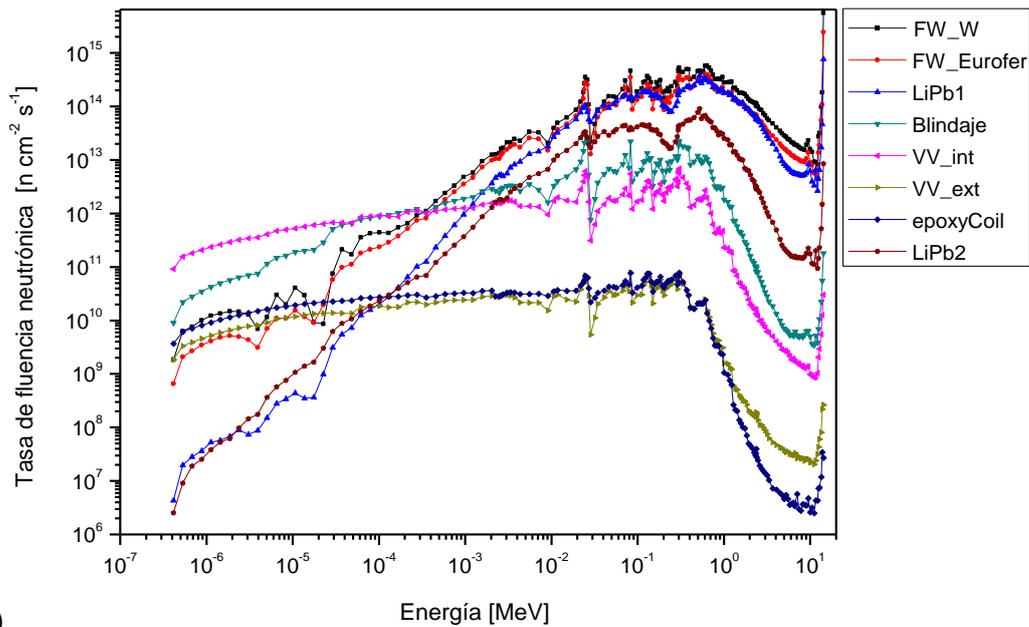
Los resultados principales de este primer modelo *detallado*, en términos de producción de tritio, multiplicación de energía y potencia depositada en el devanado de la bobina toroidal, comparados con los resultados del último modelo *simplificado*, están resumidos en la tabla 6.4. En las secciones a continuación se expondrán con mayor detalle.

Tabla 6.4 Resumen de los resultados principales para el modelo *simplificado* al final de su optimización y el correspondiente modelo *detallado* en el cual se ha utilizado un *radial build* muy parecido (hasta la Cámara de vacío que en este caso es asimétrica)

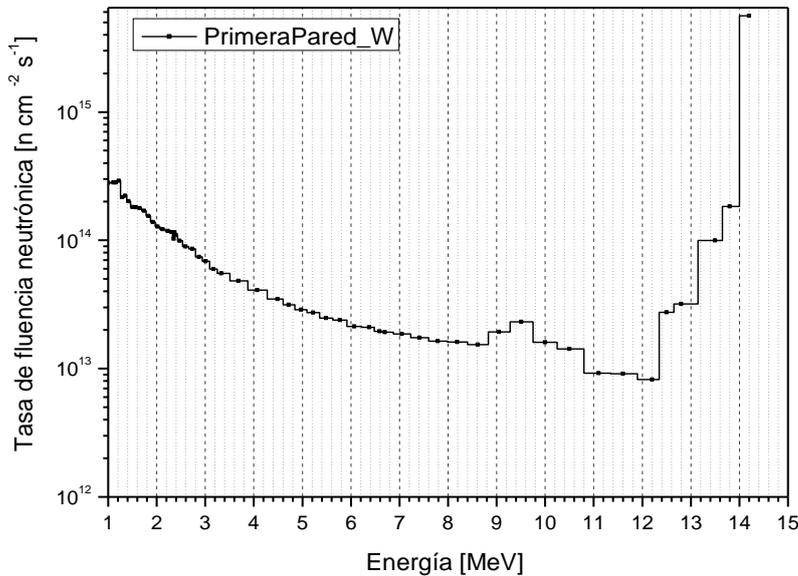
modelo	Cámara de Vacío(mm)				Resultados		
	W	VV Int	espacio (agua borada)	VV Ext	TBR	PNH* (W/m ³)	M _E **
<i>simplificado</i>	10	100	200	100	1,18	1,47x10 ²	1,15
<i>detallado</i>	-	100	Variable: 100 <i>inboard</i> 270 <i>outboard</i> 440 parte más alta del <i>inboard</i>	100	1,225	1,7x10 ⁴ (cerca del puerto)	1,145

*Peak nuclear heating in TF coils (Pico de densidad de potencia depositada en la bobina de campo toroidal), **Factor de multiplicación de energía global

Por último, en la figura 6.7a se muestran los espectros de la tasa de fluencia neutrónica en los componentes principales. En el detalle de figura 6.7b además se muestra solo la porción del espectro, en la primera pared, con energía mayor de 1 MeV (y en escala lineal). El objetivo es demostrar que el espectro de fusión tiene un flujo de neutrones significativo por encima de 12 MeV, el cual lleva a una probabilidad muy alta para las reacciones nucleares con umbral (como las de producción de helio) y a elevados niveles de dpa.



a)



b)

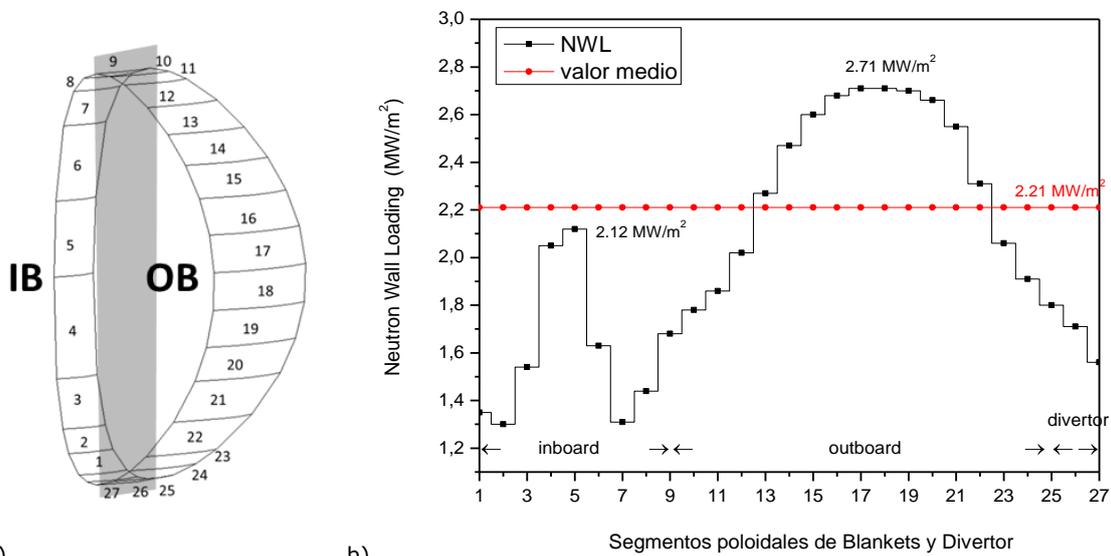
Figura 6.7 a) Espectro de fluencia de neutrones en los componentes principales del reactor. Se observa un máximo en 14 MeV y otro pico alrededor de 0,7 MeV. El espectro se atenúa al pasar por las estructuras, b) detalle del espectro por encima de 1 MeV y en escala lineal para la primera pared.

6.2.2 Carga neutrónica de pared (*Neutron wall loading*)

Una magnitud de interés en neutrónica para fusión es el *Neutron Wall Loading* o, como se podría decir en español, la "carga neutrónica de pared", que es la tasa a la cual los neutrones transfieren su energía cinética a través de la primera pared (MW/m^2). Además del valor medio se requiere su distribución poloidal para determinar cuáles son las regiones que resultan más afectadas por la radiación neutrónica directa del plasma, es decir, antes de que los neutrones hayan subido cualquier proceso de dispersión/absorción debido a la interacción con los materiales.

Para calcular esta magnitud, una vez modelada la fuente de neutrones de 14 MeV, se utiliza el estimador (*tally*) de corriente F1 para contabilizar los neutrones que atraviesan la superficie que delimita el plasma de la primera pared. Para evitar múltiples recuentos (los neutrones retrodispersados), se asigna una importancia nula a todos los volúmenes detrás de esa superficie (es decir, sólo se considera el transporte en las celdas ocupadas por el plasma). El resultado obtenido se multiplica (con el multiplicador FM) por la potencia de fusión, en MW, debida a los neutrones (el 80% de la potencia de fusión total) y se divide (con el divisor SD) por el área, en m^2 , de la superficie de cada segmento poloidal en el cual se quiere calcular la carga neutrónica.

En la figura 6.8a se representan los segmentos poloidales considerados para la parte interior (IB) y exterior (OB) de la primera pared. La figura 6.8b muestra la distribución poloidal de la carga neutrónica de pared en dichos segmentos y el valor medio.



a) b) **Figura 6.8 Cálculo de la carga neutrónica de pared (*Neutron Wall Loading*): a) segmentos para la evaluación y b) distribución poloidal y valor medio.**

Tal como puede apreciarse, el NWL muestra un perfil poloidal muy pronunciado debido a la variación espacial de la intensidad de la fuente y a la forma de la primera pared que se adapta al contorno del plasma. En particular, se producen picos del NWL en el plano ecuatorial tanto interior (IB) como exterior (OB).

6.2.3 Potencia depositada

Para el modelo *detallado* inicial se ha evaluado:

- la densidad de potencia depositada en todos los componentes del reactor, desde la primera pared hasta el criostato
- los valores globales de la potencia depositada en los canales de LiPb diferenciando entre canal de entrada (más cercano al plasma) y de salida (más lejano)

- la distribución poloidal de la potencia depositada en los canales de LiPb en zonas de 50 cm de espesor
- los mapas de distribución radial de la potencia depositada en todos los componentes del reactor desde la primera pared hasta la bobina toroidal

En todos los casos se ha diferenciado entre la parte interior (IB) y exterior (OB).

En la figura 6.9 se muestran los valores de la potencia depositada en cada componente del diseño, necesarios para el análisis termo-hidráulicos, realizado en la correspondiente tarea del programa TECNO_FUS, útil para establecer cómo la deposición térmica en el material estructural afecta a su integridad, y además cómo afecta al régimen de flujo y a la velocidad del litio-plomo líquido.

La potencia depositada en todo el reactor es 3150 MW. Por tanto el *Factor de Multiplicación de potencia Global* (sección 5.3.2) resulta ser:

$$M_E = P_{\text{dep}}/P_{\text{fus}}=3150\text{MW}/2750\text{MW}=1,145$$

apenas ligeramente inferior al valor del modelo simplificado (1,15).

Por otro lado, el *Factor de Multiplicación de Potencia* debido a la potencia depositada y regenerada solo en la envoltura y en el blindaje respecto a la potencia de la fuente correspondiente solo a la zona ocupada por la envoltura (el 93,8%, mientras que el 6,2% de la superficie de contorno del plasma corresponde a la zona del divertor) es:

$$M_E = P_{\text{dep blanket}}/P_{\text{fus}}= 2738\text{MW}/2579\text{MW}=1,06$$

esta vez ligeramente por encima del valor obtenido con el modelo simplificado (1,02) lo que indica una cierta mejora en la capacidad de la envoltura para la amplificación de potencia.

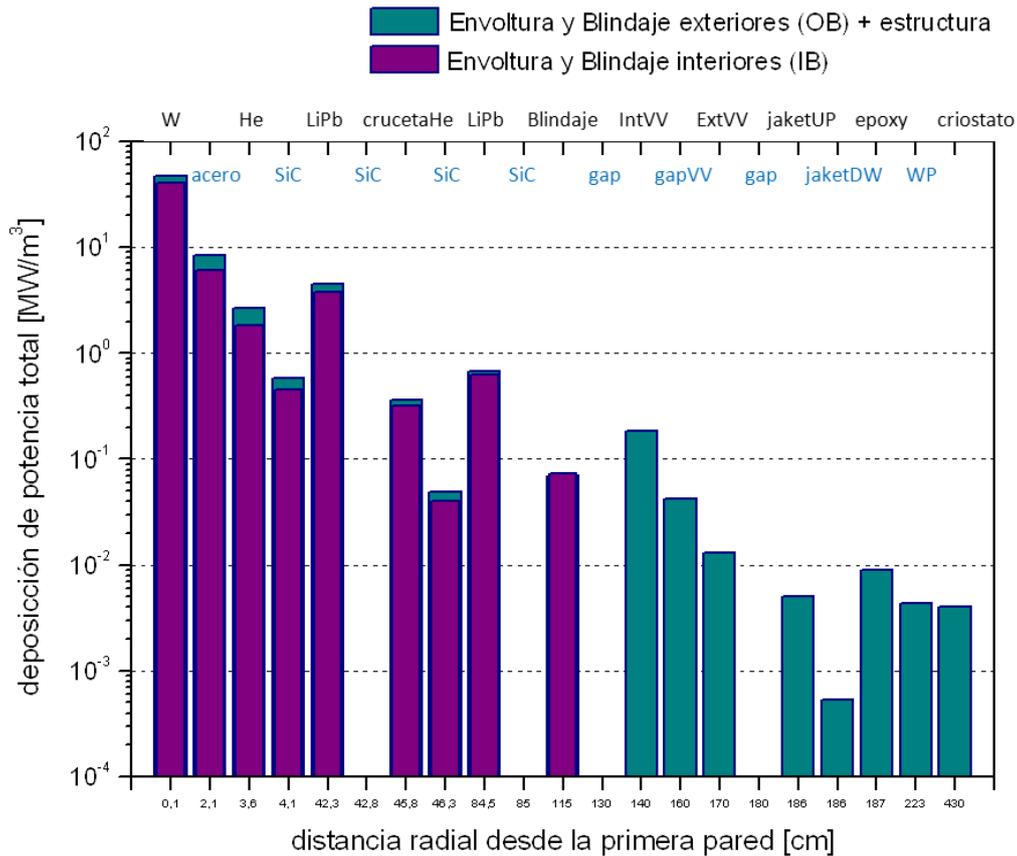


Figura 6.9 Potencia depositada en los componentes del reactor. En color morado, los resultados en las envolturas y blindajes de los módulos interiores (IB); en verde los datos en las envolturas y blindajes de los módulos exteriores (OB) y en el resto de la estructura (cámara de vacío, bobinas, etc.).

En la tabla 6.5 se detallan los valores globales en el interior de los 4 canales de LiPb: interior y exterior (IB/OB) y cercano/lejano al plasma. Como se ha visto anteriormente para el caso del TBR (sección 6.2.1), no hace falta calcular en todos los canales de LiPb alrededor del plasma ya que la simetría toroidal del reactor hace que los resultados sean iguales para los 360°.

Tabla 6.5 Valores globales de la potencia depositada en los canales de LiPb.

		MW/m ³
<i>outboard</i>	canal LiPb cercano	4,47
	canal LiPb lejano	0,68
<i>inboard</i>	canal LiPb cercano	3,76
	canal LiPb lejano	0,63

La figura 6.10 muestra la *distribución poloidal* de la potencia depositada en los canales de LiPb. La evaluación se ha elaborado dividiendo cada canal en zonas delimitadas por planos horizontales situados cada 50 cm desde z=-6 m hasta z=7 m, respecto al plano ecuatorial z=0 (la misma configuración utilizada para calcular la distribución poloidal del TBR, cuyos detalles se hallan en la figura 6.3).

La potencia depositada presenta valores máximos en las zonas ecuatoriales de los canales más cercanos al plasma (tanto IB como OB), mientras que en los canales más alejados el comportamiento es bastante plano para todas las alturas.

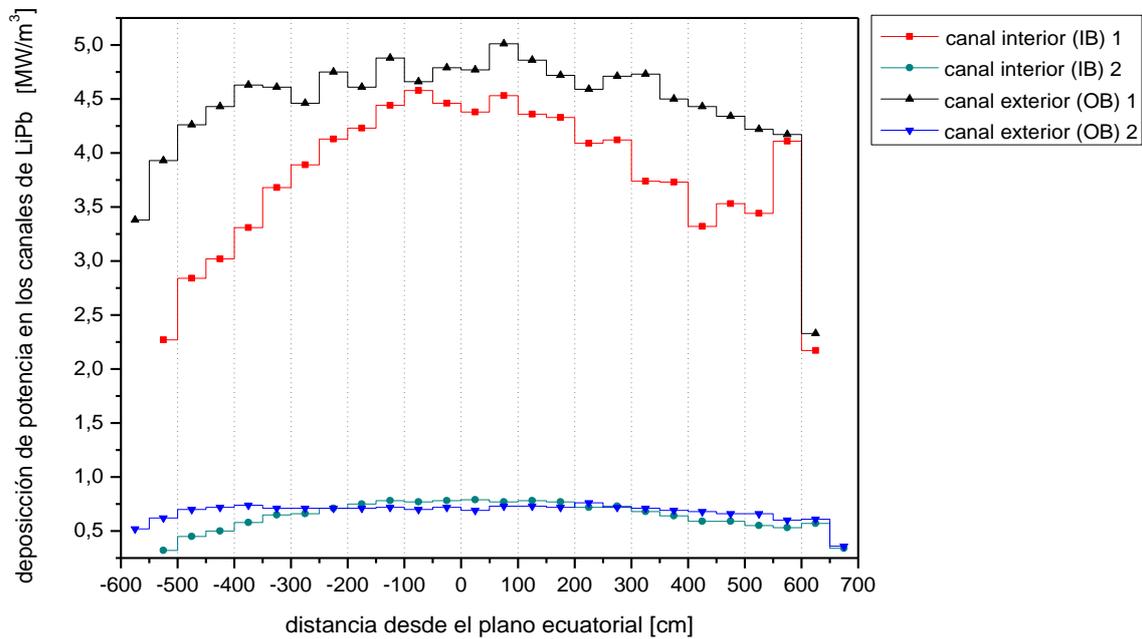


Figura 6.10 Distribución poloidal de la potencia depositada en los canales de LiPb.

Además, con el mesh tally *rmesh3 total* (la sección 4.5 explica los detalles de este tipo de recuento) se ha obtenido el mapa de distribución radial de potencia depositada en una sección horizontal del sector de 30° del reactor (entre 10 y 60 cm desde el plano $z=0$, es decir justo en la región de pico de la figura 6.10).

Los resultados se muestran en la figura 6.11: a) en todo el sector interior; b) con más detalle, solo en la envoltura interior; c) en todo el sector exterior; y d) el detalle de la envoltura exterior. Respecto a los valores globales de la tabla 6.5 (y a los valores promedio en sentido radial de la figura 6.10) en el *mesh* se puede observar el desglose radial en la región ecuatorial (la más afectada según la distribución poloidal de la figura 6.10). Tanto en el IB como en el OB los valores varían radialmente entre 12 y 0,2 W/cm^3 , mientras el valor medio estaba alrededor de 5 W/cm^3 . Conocer la información detallada de esta variación tan pronunciada en sentido radial (1 orden de magnitud desde la primera pared hasta la pared final de la envoltura, justo antes del blindaje) es algo muy valioso para los estudios de MHD y de fluidodinámica.

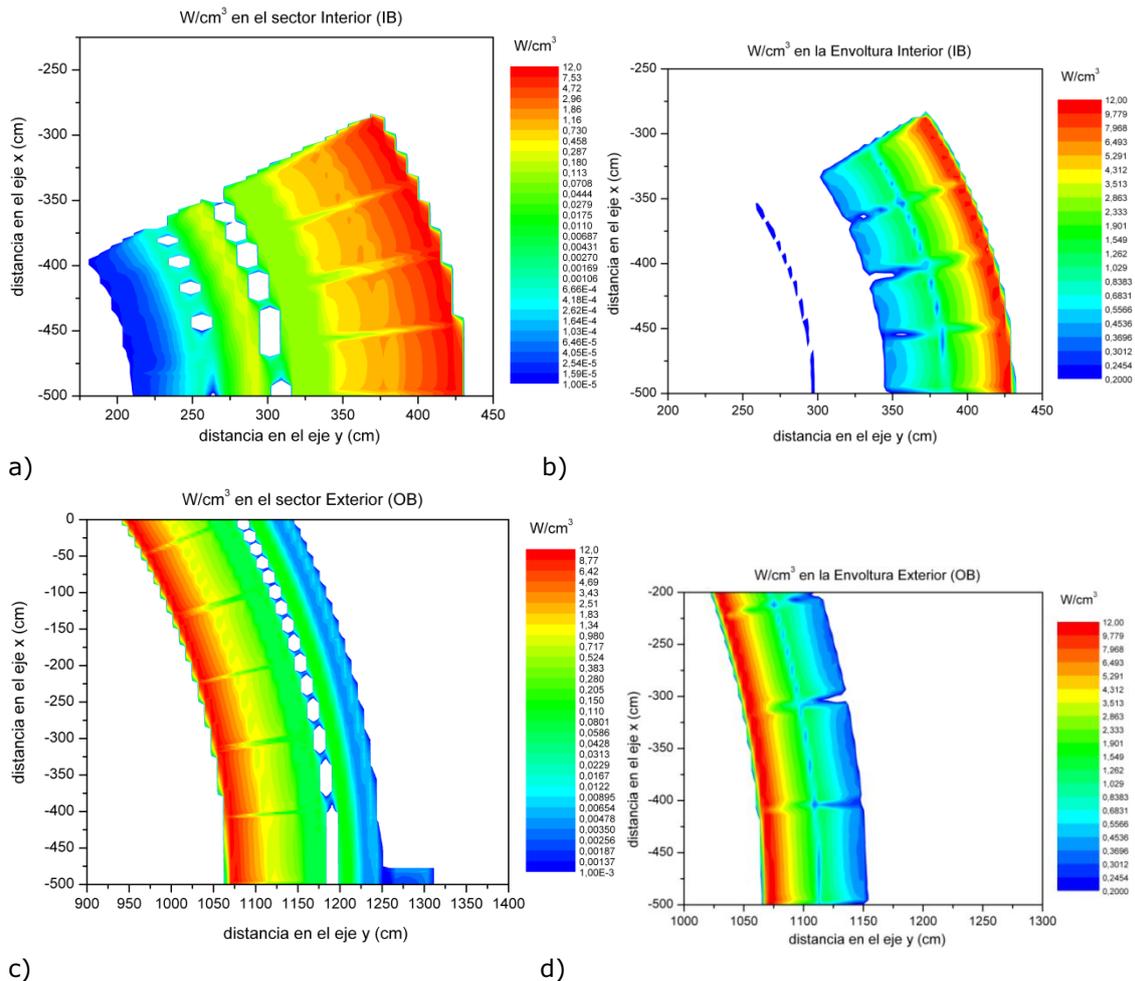


Figura 6.11 Mapas de distribución espacial de la potencia depositada en un sector de 30° del reactor entre los planos a 10 y 60 cm desde $Z=0$. Se detallan los resultados: a) en todo el sector interior; b) con más detalle, solo en la envoltura interior; c) en todo el sector exterior; y d) el detalle de la envoltura exterior.

6.2.4 Nuevas recomendaciones para la bobina de campo toroidal

En 2013, durante el transcurso de este proyecto, se ha producido una modificación relevante en las recomendaciones elaboradas en el marco del acuerdo europeo para el desarrollo de la fusión, EFDA, en cuanto a los límites de radiación para las bobinas superconductoras de campo toroidal de un reactor DEMO. El cambio más radical concierne la deposición de calor en el devanado de las bobinas (*winding pack*) que ha disminuido dos órdenes de magnitud, pasando de 5000 a $50 W/m^3$.

Las nuevas recomendaciones están desglosadas en la tabla 6.6 donde se comparan con los límites de diseño de ITER [106]. Resulta especialmente destacable que el límite para el pico de calentamiento nuclear en el devanado es 20 veces menor para DEMO que para el ITER a pesar del aumento de la energía de fusión de DEMO.

Tabla 6.6 Nuevas recomendaciones (2013) sobre los límites de radiación en las bobinas de DEMO, en comparación con las iniciales (2009) y con los límites de diseño de ITER.

	ITER [106]	DEMO	
LÍMITES DE DISEÑO EN LA BOBINA DE CAMPO TOROIDAL		Iniciales [103]	Nuevos [105]
Fluencia neutrónica (<i>Integral neutron fluence</i>) en el aislante de epoxi [m ⁻²]	1×10 ²² Equivalente a 1×10 ⁷ Gray	2-3×10 ²²	1×10 ²²
Pico de fluencia neutrónica rápida (<i>Peak fast neutron fluence</i>) (E>0,1 MeV) en el superconductor ternario* de Nb ₃ Sn [m ⁻²]	0,5~1×10 ²²	1×10 ²²	
Pico de daño por desplazamiento en el estabilizador de cobre o máxima fluencia de neutrones entre los warm-ups de la bobina de campo toroidal (<i>Peak displacement damage to copper stabiliser, or maximum neutron fluence, between TFC warm-ups</i>) [m ⁻²]	1~2×10 ²¹ Equivalente a 0,5~1×10 ⁻⁴ dpa		
Pico de calentamiento nuclear en el devanado (<i>Peak nuclear heating in winding pack</i>) [W/m ³]	1×10 ³	5×10 ³	0,05×10³

*ternario significa que se ha añadido un pequeño porcentaje de Ti o Ta para mejorar propiedades críticas en campos elevados.

Como explicado anteriormente (final de sección 6.1.1), el modelo *detallado* incluye un diseño más riguroso para la estructura de las bobinas. Gracias a esta modificación, se han podido estudiar todos los parámetros listados en la tabla 6.6 (además del pico de calentamiento nuclear en el devanado, en el cual se ha centrado la optimización del modelo *simplificado*) necesarios para establecer si las bobinas mantienen o no su estado superconductor, en función del cumplimiento de los límites establecidos en las recomendaciones EFDA anteriormente citadas. Por tanto, se han estudiado los efectos de la radiación no exclusivamente en el devanado sino que también en el aislante de epoxi, en el superconductor de Nb₃Sn y en el estabilizador de cobre.

6.2.5 Potencia depositada en la bobina de campo toroidal

Mientras el diseño de la envoltura regeneradora se rige por los requerimientos de regeneración de tritio, la elección del sistema de blindaje (tanto el Blindaje propiamente dicho como la Cámara de vacío) viene determinado por la necesidad de atenuar la radiación y especialmente para proteger las bobinas de campo toroidal. Esto concierne tanto a la composición de los materiales como al espesor de todo el sistema de blindaje.

Se pueden conseguir buenas prestaciones para un blindaje combinando un moderador neutrónico eficiente (por ejemplo los materiales hidrogenados como el agua o los hidruros) con un buen absorbente neutrónico (acero o tungsteno). De esta forma los neutrones rápidos resultan moderados y luego capturados en el

material absorbente. Una mezcla de agua y acero, como la que se usa en los blindajes de los módulos de ITER, resulta una composición simple y eficiente. Normalmente la fracción de acero suele estar entre el 60 y el 80% y la del agua entre el 20 y el 40% [5][149].

En el presente diseño la cámara de vacío está constituida por 2 paredes de acero austenítico de 10 cm separadas por un espacio intermedio, de espesor variable, con agua borada (10 cm para el IB y 30 cm para el OB, en el plano ecuatorial). La pared del puerto superior vertical (*Upper Port Plug*, UPP) es una única pared de 10 cm de acero austenítico. Con estos datos iniciales la distribución poloidal de la potencia depositada en la bobina de campo toroidal (calculada en zonas de 50 cm de espesor entre $z=-8$ m y $z=8$ m) es la que se muestra en figura 6.12.

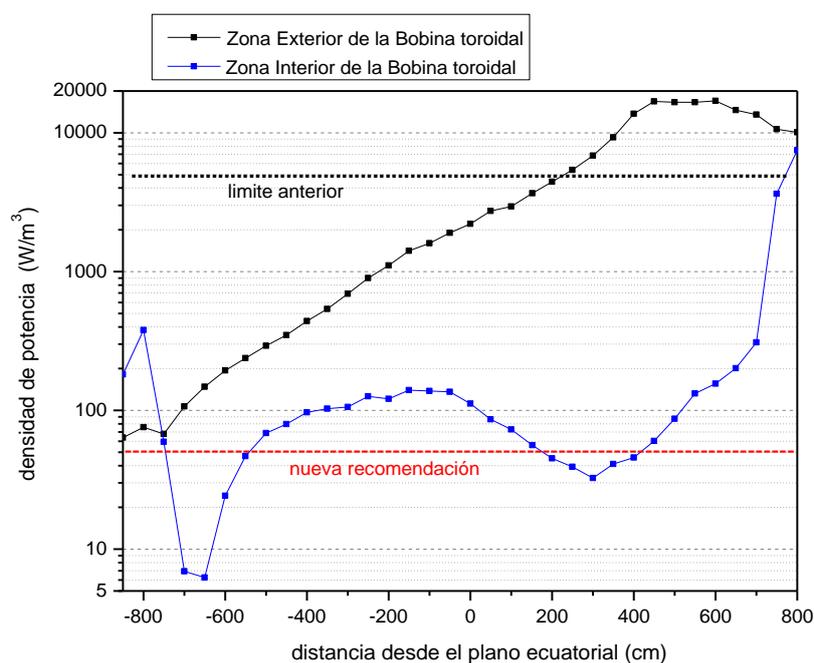


Figura 6.12 Distribución poloidal de la potencia depositada en la bobina de campo toroidal, tanto en la zona interior (IB), en azul, como en la exterior (OB), en negro. Se reportan los límites de deposición de 5000 W/m^3 (en negro) y el nuevo límite de 50 W/m^3 (en rojo).

A causa de la asimetría existente entre la zona interior y exterior (*inboard* y *outboard*) del reactor, especialmente debida al espesor variable de la cámara de vacío y a la presencia del puerto superior, se observan dos curvas muy distintas para los valores de potencia depositada en el *inboard* y *outboard* de la bobina a diferencia de los resultados observados para el modelo sencillo (figura 5.5) que presentaba dos curvas muy parecidas debido a su simetría.

No obstante estas diferencias y la presencia de detalles en la estructura, el modelo cumpliría casi por completo con los límites establecidos en 2009 (5000 W/m^3) aunque la región exterior (OB) superior de la bobina resulta muy afectada por la presencia del puerto. Sin embargo no cumple en absoluto con los nuevos requerimientos de máxima potencia depositada (50 W/m^3) que se sobrepasan en más de 2 órdenes de magnitud, especialmente en la zona de la bobina localizada cerca del puerto superior.

La imagen 6.13 muestra la distribución de densidad de potencia depositada en una sección vertical del reactor, obtenida mediante el mesh tally *cmesh3 total* localizado en el plano $\varphi=90^\circ$ del reactor. Se observa que las zonas de la bobina toroidal más afectadas por la radiación son las que están más cerca del puerto superior (color verde). Aquí se hace patente que este puerto actúa como una puerta abierta para los neutrones y los fotones que pueden llegar, sin apenas sufrir colisiones, a los elementos del reactor cercanos al él.

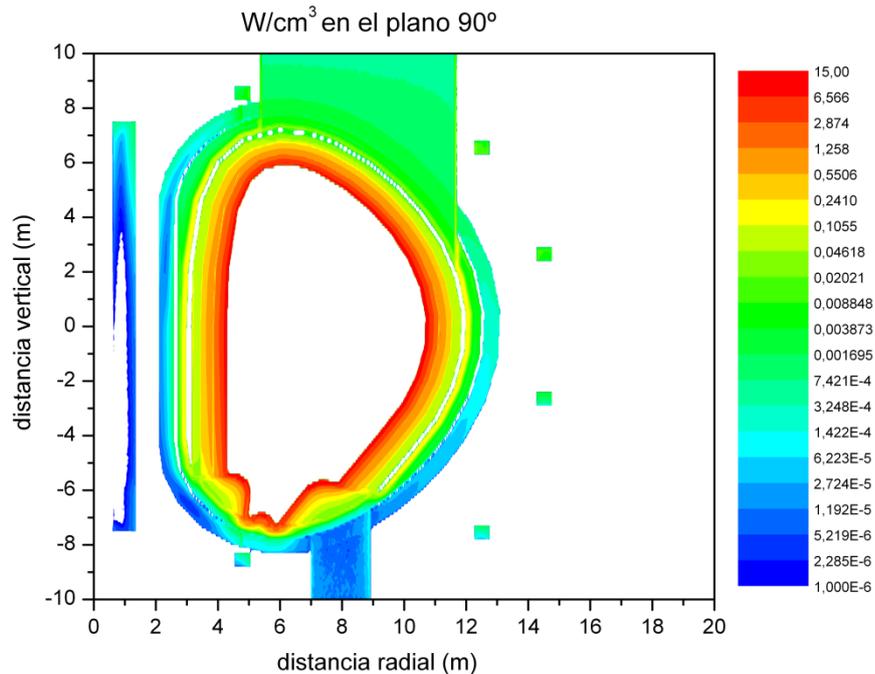


Figura 6.13 Mapa de densidad de potencia depositada (W/cm^3) en el plano $\varphi=90^\circ$ del reactor.

En la imagen 6.14 se muestra en detalle la región cercana al puerto. De las imágenes 6.13 y 6.14 y de la gráfica 6.12, se observa que el pico de potencia depositada se sitúa alrededor de 6 m de altura, desde el plano ecuatorial $z=0$, y es igual a $1,7 \times 10^{-2} W/cm^3$ superando el nuevo límite (5×10^{-5} en W/cm^3) de más de dos órdenes de magnitud, como se ha mencionado anteriormente.

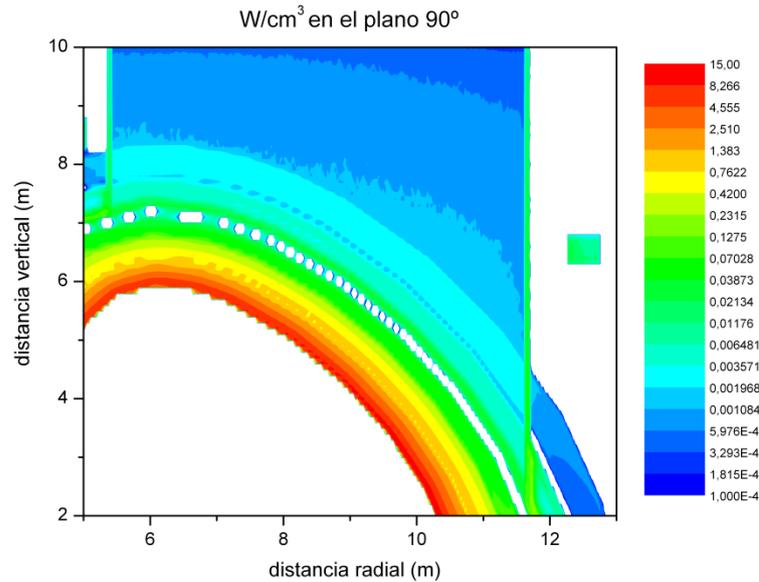


Figura 6.14 Mapa de densidad de potencia depositada (W/cm^3) en el plano $\varphi=90^\circ$ del rector, en las cercanías del puerto vertical superior.

Considerando que en otras circunstancias (cuando los puertos están bien blindados) los peores datos para la bobina se encuentran a la altura del plano ecuatorial, se ha estudiado más detenidamente lo que ocurre en esa zona calculando, con un mesh tally *rmesh3* puesto entre 10 y 60 cm desde el plano $z=0$, la distribución de potencia depositada en la zona exterior (OB) e interior (IB) de esa sección de la bobina. Los resultados (superpuestos con la sección horizontal de la bobina) se muestran en la figura 6.15, y servirán de referencia para comprobar los resultados de las sucesivas modificaciones del diseño.

Aunque la gráfica 6.12 indica que alrededor de 50 cm de altura en el lado OB (que en este caso es el más perjudicado por la presencia del puerto) el valor de densidad de potencia sería $2-3 \times 10^{-3} W/cm^3$, en la figura 6.15a se observa que en el mismo devanado (es decir en el rectángulo más interior) se llega a picos de $\sim 4 \times 10^{-3} W/cm^3$. Más evidente aún resulta el caso del lado IB (figura 6.15b) para el cual en el mapa se observa un pico de unos $5 \times 10^{-4} W/cm^3$ mientras que a la misma altura el valor de la figura 6.12 daba un valor general de $6-8 \times 10^{-5} W/cm^3$ es decir casi un orden de magnitud menor.

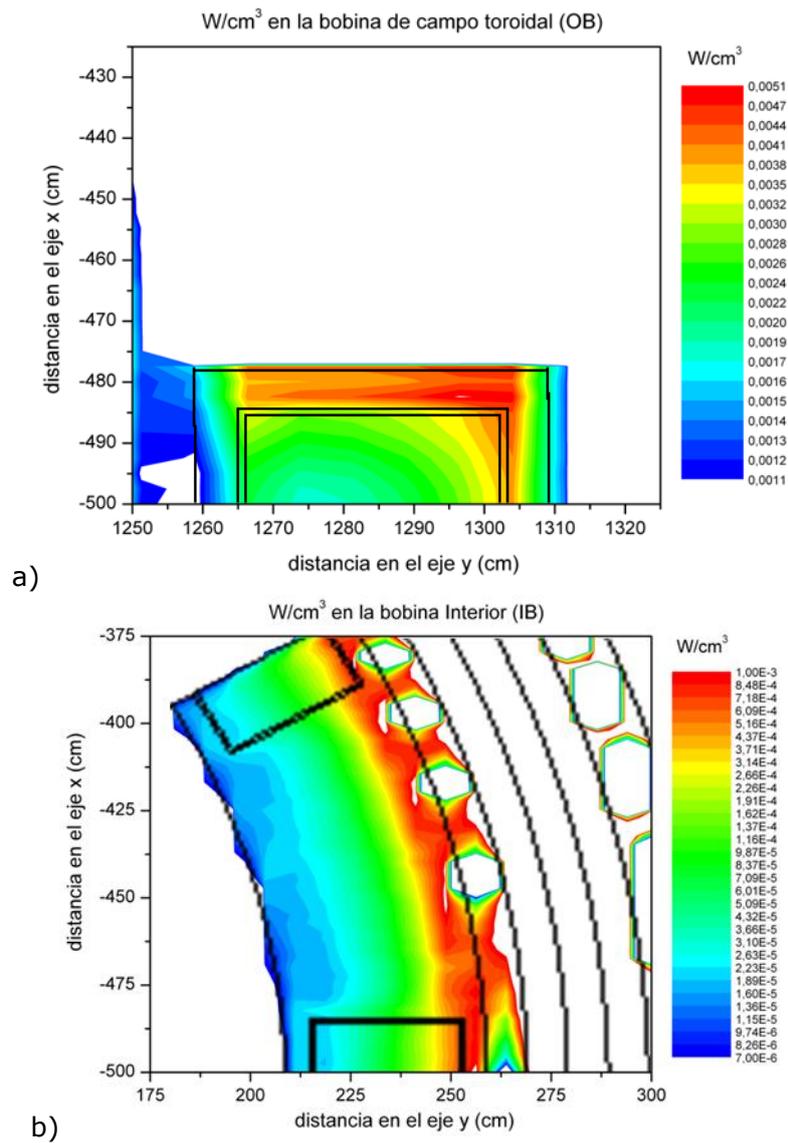


Figura 6.15 Mapas de potencia depositada (W/cm^3), a) en la zona exterior (OB) y b) en la zona interior (IB) de la bobina de campo toroidal, y entre 10 y 60 cm en el eje Z.

A la vista de estos resultados, la primera necesidad que se ha planteado ha sido revisar las especificaciones del puerto vertical superior y blindar esa zona de una manera más eficaz.

6.3 OPTIMIZACIÓN NEUTRÓNICA DEL MODELO DETALLADO

6.3.1 Características básicas para un blindaje

Una vez conocido el tipo de radiación y su distribución energética, se puede hacer una selección preliminar de los materiales de blindaje primario dependiendo de la atenuación requerida. Por ejemplo, un blindaje para neutrones rápidos debería incluir materiales de elevada densidad y con dos componentes: un material para frenar los neutrones y otro para su absorción.

Los principales materiales para blindaje disponibles para un diseñador se pueden dividir en dos categorías dependiendo de su función: materiales que se usan principalmente para atenuar un tipo de radiación sea neutrones o gammas, y materiales que tienen el doble propósito y se usan para atenuar ambos tipos de radiación.

En la primera categoría se sitúan los materiales hidrogenados, como el agua, que atenúan los neutrones rápidos moderando su energía hasta que puedan ser capturados, y los materiales densos con peso atómico elevado, como el plomo, que atenúan los rayos gamma. En la segunda categoría se encuentran materiales como el hormigón que es muy eficaz con muchos tipos diferentes de radiación.

Blindaje neutrónico

Hay varios tipos de materiales estándares para blindajes neutrónicos como el carburo de boro, las mezclas de acero-agua o el hormigón. La elección del material depende de varias limitaciones. Los blindajes neutrónicos normalmente están parcialmente compuestos por materiales que moderan y absorben a la vez como el carburo de boro (B_4C) o sencillamente mezclas como agua y acero. Se requiere un material moderador para reducir la energía cinética del flujo neutrónico incidente. Cuando estos neutrones se desaceleran a través de las colisiones que sufren, su energía cinética baja suficientemente para estar en la parte "1/v" de una sección eficaz de absorción. Los materiales moderadores difieren de los absorbentes debido a que su sección eficaz de absorción es muy baja pero tienen secciones eficaces muy elevadas de dispersión sea elástica o inelástica. Se necesitan moderar los neutrones a energías inferiores debido a que las típicas secciones eficaces de absorción pueden ser de 6 órdenes de magnitud más altas para energías de neutrones térmicos que para rápidos.

Además de reducir el campo de radiación primario el blindaje neutrónico también tiene que atenuar la radiación secundaria que se produce por las interacciones de los neutrones con la materia.

Blindaje fotónico

La atenuación de los fotones se rige por 3 métodos de interacción macroscópica: efecto fotoeléctrico, dispersión Compton y producción de pares, por lo tanto el diseño de este blindaje está determinado por estos coeficientes de interacción. De todos modos, debido a que estas secciones eficaces se escalan con el número de

electrones presentes en el material, el blindaje más efectivo tiende a tener número atómico elevado y a ser un material denso, como el plomo y el tungsteno.

En las imágenes a continuación se muestra una comparación de las propiedades de los principales moderadores (figura 6.16) y sus secciones eficaces de dispersión (figura 6.17).

Nucleus	Mass	Average lethargy gain	Scattering cross-section	Absorption cross-section
Hydrogen	1.00	1.0000	20.4	0.332
Deuterium	2.00	0.7261	3.40	0.00051
Beryllium	8.93	0.2080	6.00	0.0076
Carbon	12.01	0.1589	4.74	0.00337
Oxygen	15.86	0.1209	3.89	0.000191

Material	Density	Concentration	Moderating power	Relative value (material/water)
Ordinary water	998	0.03337	137.72	1
Heavy water	1105	0.0332	17.95	0.130
Beryllium	1850	0.124	15.48	0.112
Beryllia	3010	0.0725	12.46	0.090
Graphite	1600	0.0802	6.04	0.044

Moderator	Formula	State	Slowing	Capture
Water	H ₂ O	Liquid	Excellent	Mediocre
Heavy water	D ₂ O	Liquid	Excellent	Excellent
Glucine	BeO	Solid	Average	Good
Graphite	C	Solid	Average	Good

Figura 6.16 Comparación de núcleos y materiales moderadores (las secciones eficaces de scattering están tomadas para neutrones epitérmicos (unos eV) y las de absorción para térmicos (0,0253eV).

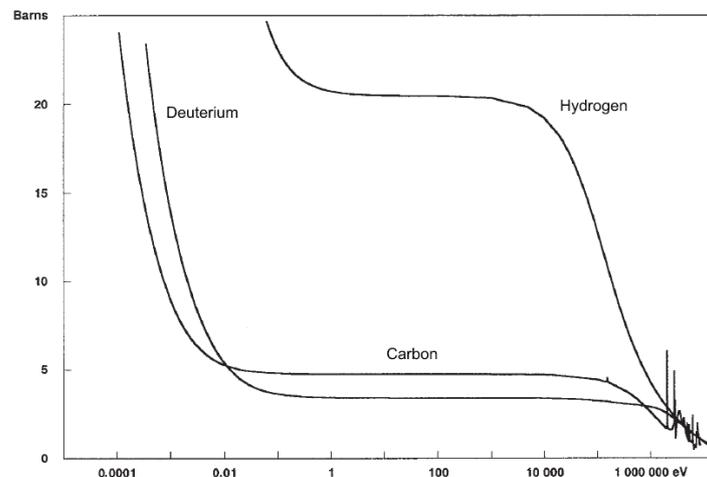
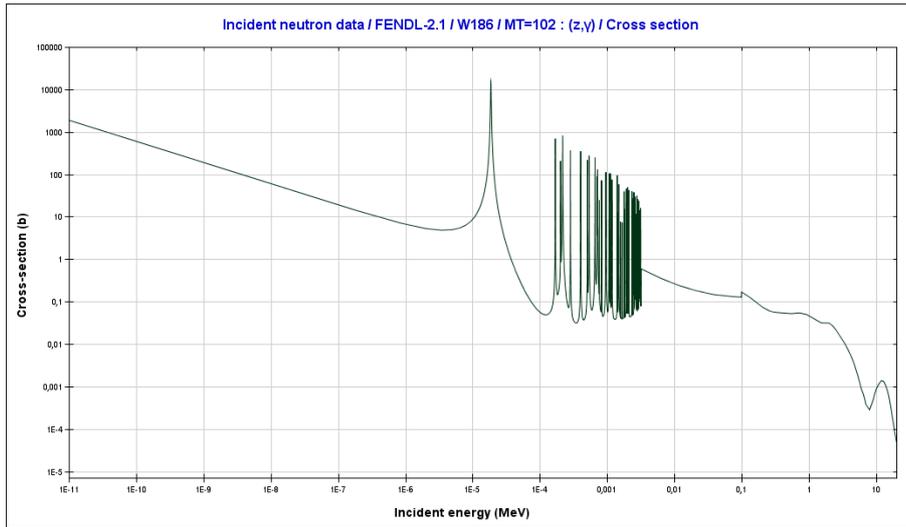
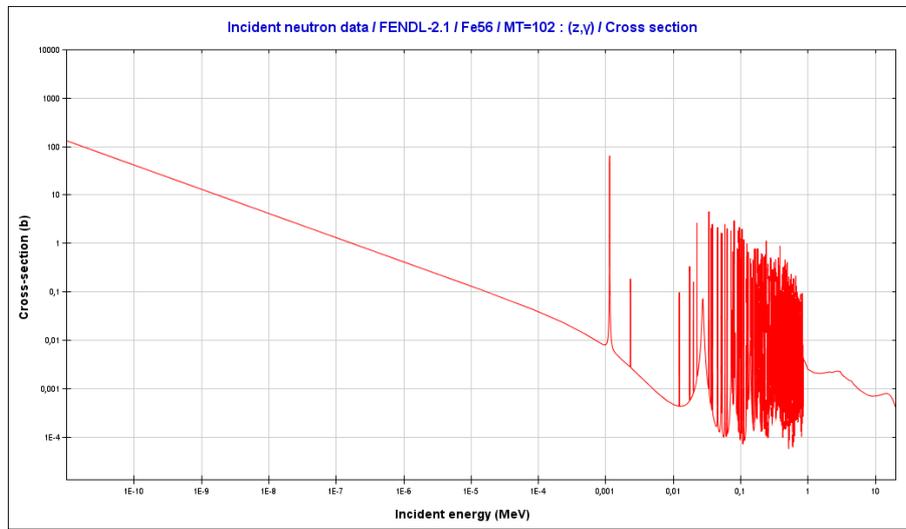


Figura 6.17 Secciones eficaces de dispersión de los principales núcleos usados como moderadores: hidrógeno, deuterio y carbón.

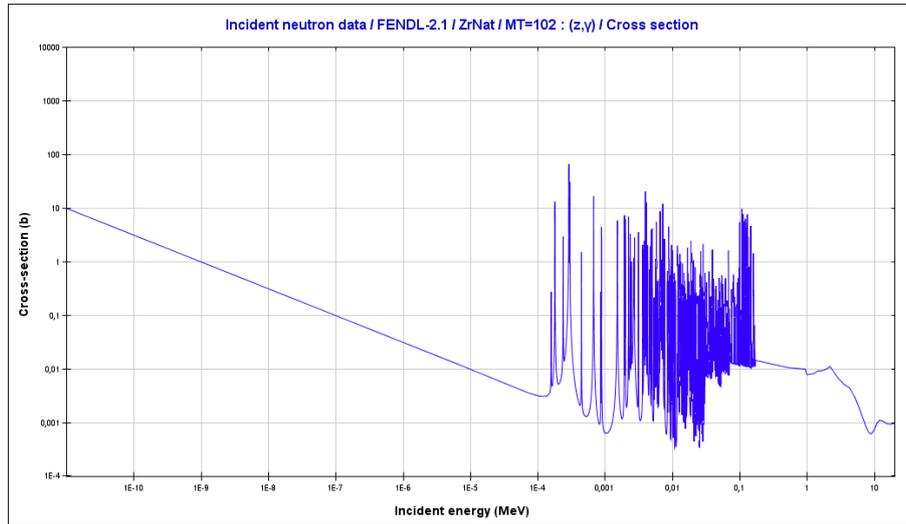
En las figuras 6.18 a, b, c y d se muestran las secciones eficaces de absorción (n,γ) para algunos de los materiales de blindajes que se han usado en este trabajo (respectivamente W, Fe, Zr y Ti) como se explicará en las secciones 6.3.2 y 6.3.3. En la figura 6.18 (e) se muestran las secciones eficaces tanto de absorción (n,γ) como de multiplicación neutrónica ($n,2n$) del Pb y en la figura 6.18 (f) la sección eficaz total del carbono que en la mezcla de carburo de tungsteno que se utilizará actúa como moderador.



a)



b)



c)

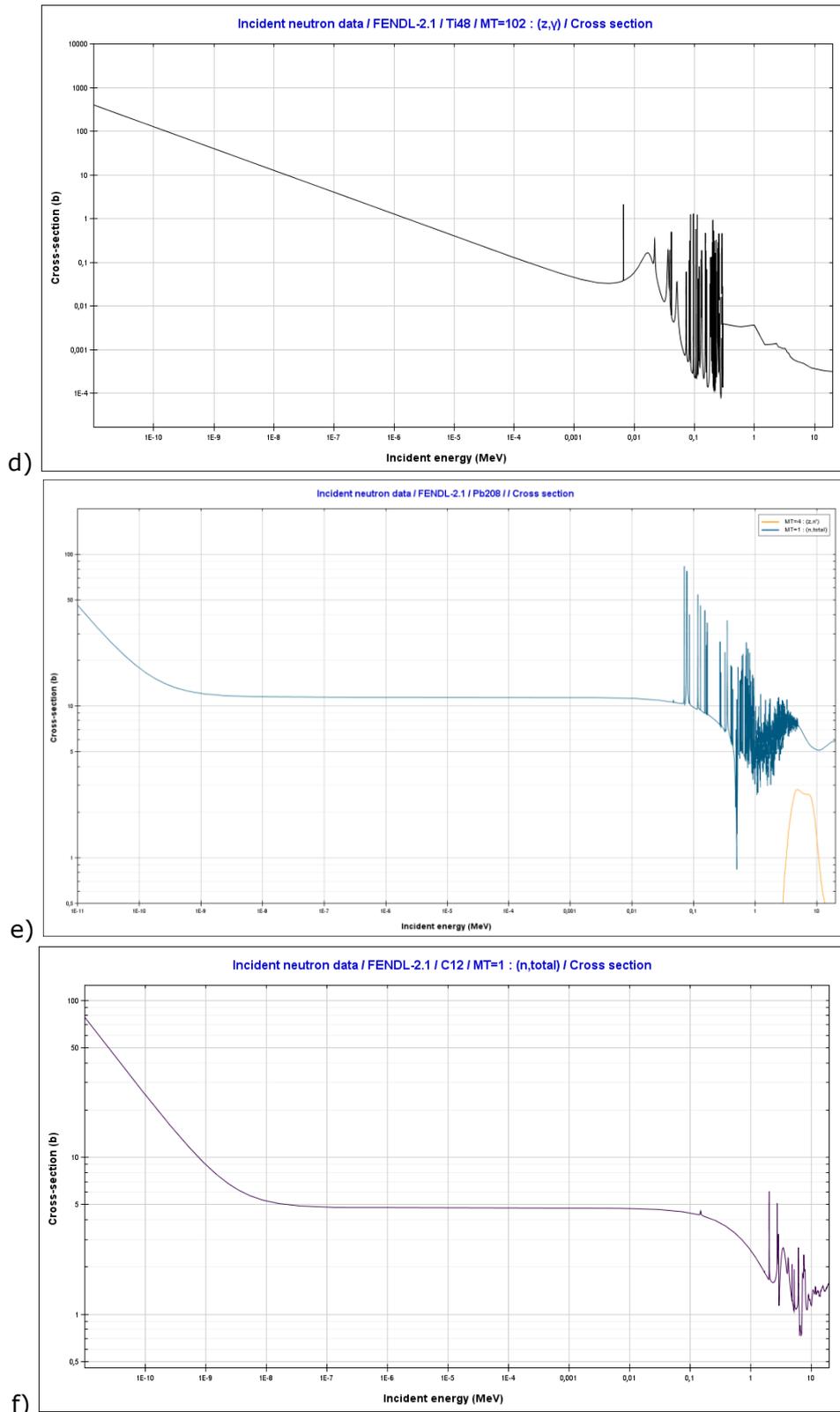


Figura 6.18 Secciones eficaces para algunos de los materiales de blindajes que se han usado en este trabajo: a), b), c) y d) muestran las secciones eficaces de absorción (n,γ) para algunos de los materiales de blindajes (respectivamente W, Fe, Zr y Ti) que se han utilizado en las optimizaciones que se explican en las secciones 6.3.2 y 6.3.3; e) secciones eficaces de absorción (n,γ) y de multiplicación neutrónica ($n,2n$) del Pb; f) sección eficaz total del carbono que en la mezcla WC que utilizaremos funge de moderador. Dibujadas a partir del software Janis <http://www.oecd-nea.org/janis> [150].

6.3.2 Modificaciones de la Cámara de Vacío y del Puerto Superior

Tras los resultados obtenidos sobre la primera versión del modelo *detallado* y, especialmente, a la vista de las nuevas recomendaciones establecidas en el marco del acuerdo europeo para el desarrollo de la fusión, EFDA, la primera modificación realizada ha sido aumentar el espesor de la pared del puerto vertical (UPP) de 10 (figura 6.20a) a 30 cm (figura 6.20b), de manera que fuese comparable con las dimensiones del resto de la cámara de vacío (VV). Además, se ha insertado una capa de tungsteno en la pared interior de la VV tal como se hizo en el modelo 10 *simplificado*. Para ello, en vez de modelar un nuevo componente se ha actuado sobre el hueco de 15 cm ya existente entre el blindaje y la cámara de vacío, atribuyéndole una composición y densidad correspondientes al promedio entre 13 cm de vacío y 2 cm de tungsteno.

La segunda prueba se ha realizado utilizando 2 cm de carburo de tungsteno en lugar de tungsteno, material ya propuesto en otros estudios para DCLL [151], debido a que combina las propiedades de moderación neutrónica del carbono y las de absorción neutrónica y atenuación de los fotones del tungsteno.

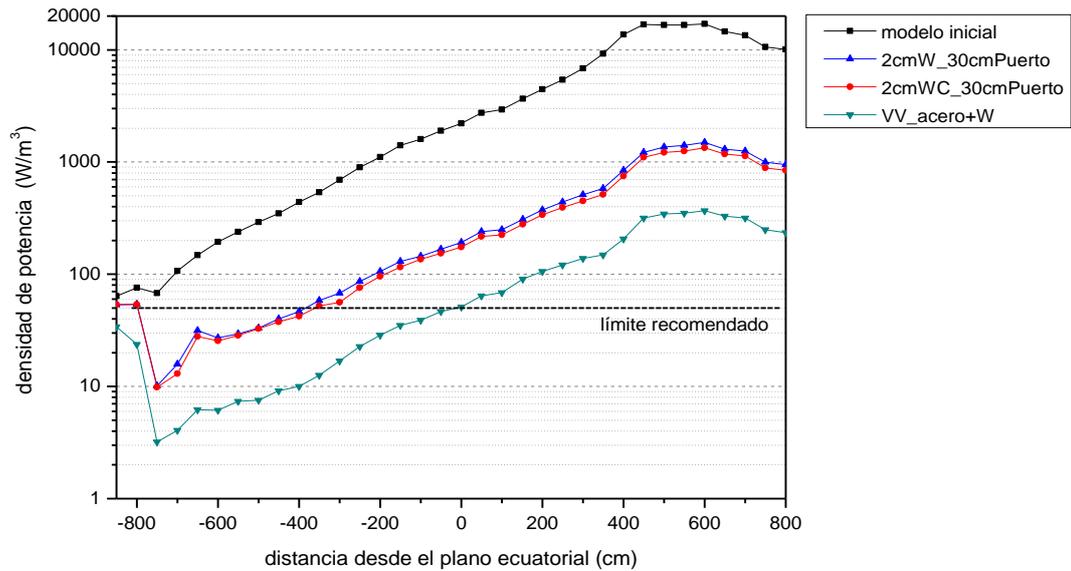
El tercer cambio ha consistido en utilizar una mezcla entre acero austenítico y tungsteno (en proporción 7:3) tanto para las paredes de la cámara de vacío como para la pared del puerto.

El resultado de estas modificaciones con respecto al modelo inicial en términos de potencia depositada se encuentra en las figuras 6.19 a) (en la zona interior de la bobina) y b) (exterior). En ellas es posible observar que el uso de tungsteno o carburo de tungsteno ofrece unos resultados muy parecidos en cuanto a potencia depositada en las bobinas puesto que la mayor contribución proviene de la radiación gamma (actuando sobre ella el tungsteno). Con ambos materiales, la densidad de potencia disminuye de un orden de magnitud en el lado exterior de la bobina.

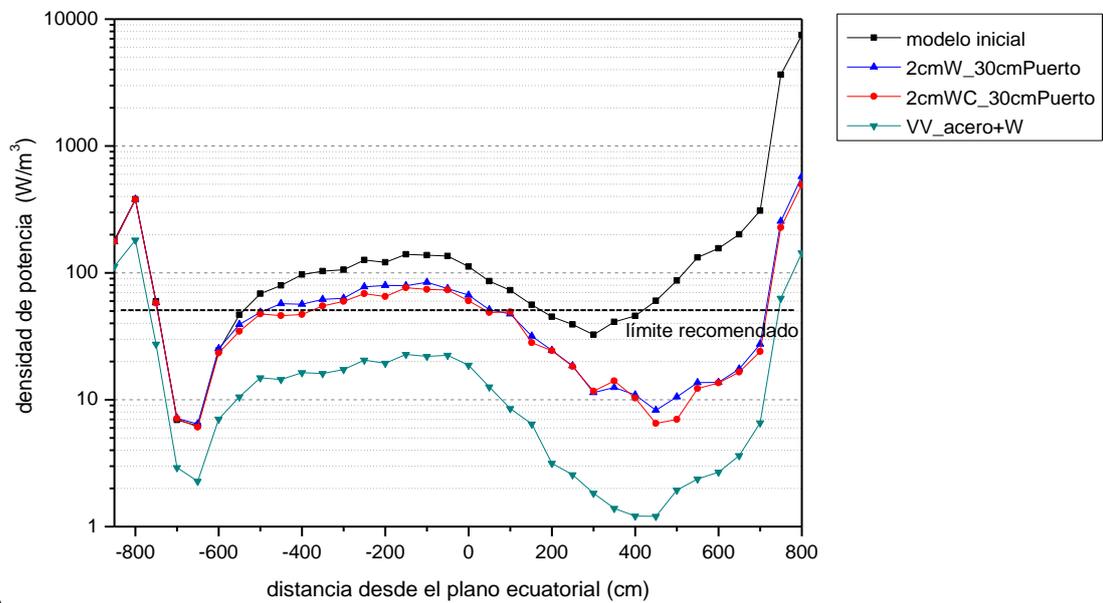
Además, ensanchar el espesor de la pared del puerto ofrece un cambio considerable en el lado exterior donde por la presencia del puerto la radiación afecta más a la bobina.

La elección del material mezcla entre acero y tungsteno resulta muy prometedora ya que permite disminuir de forma considerable los resultados de deposición tanto en la zona exterior como la interior de la bobina.

Aun así, es importante observar que los nuevos límites de radiación siguen sin cumplirse en una región muy amplia de la bobina. Esto es sin duda debido a la presencia del puerto que, en este modelo de reactor - donde cada sector está servido sólo por el puerto superior (no tiene puertos ecuatoriales e inferiores) para que se realicen las conexiones a los equipos auxiliares y las operaciones de mantenimiento - ha de ser suficientemente grande para que sea posible extraer las envolturas.



a)



b)

Figura 6.19 Distribución poloidal de la potencia depositada (W/m^3): a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal.

Esto hace que se necesite un blindaje mucho más efectivo para el puerto, con el cual se podrá cumplir, además, con otras necesidades aquí no contempladas, como la de proteger los canales de refrigeración y de aprovisionamiento de combustibles, los eventuales diagnósticos y sistemas de calentamiento del plasma y todas las conexiones a los equipos auxiliares que tienen lugar en esa zona. El blindaje en los puertos respondería así, tanto a la exigencia de proteger la bobina como a las necesidades antes mencionadas de proteger las conexiones como ya evidenciado en anteriores estudios [152][153][154].

Del resultado del estudio elaborado en 2013 [152], donde se han barajado tres materiales distintos para el blindaje del puerto superior de un reactor DEMO (grafito, carburo de boro y una mezcla de acero borado y agua) ha surgido la idea de utilizar un blindaje horizontal para el puerto vertical de este proyecto, utilizando

el material que mejor ha respondido en el estudio mencionado anteriormente: una mezcla de acero borado y agua, en proporciones de 6 a 4.

Además se ha decidido adoptar una doble pared para el puerto (figura 6.20c): una exterior, de 10 cm de espesor, compuesta de una mezcla de acero y tungsteno (en color fucsia) y una interior solo de acero (en color naranja), de 20 cm de espesor.

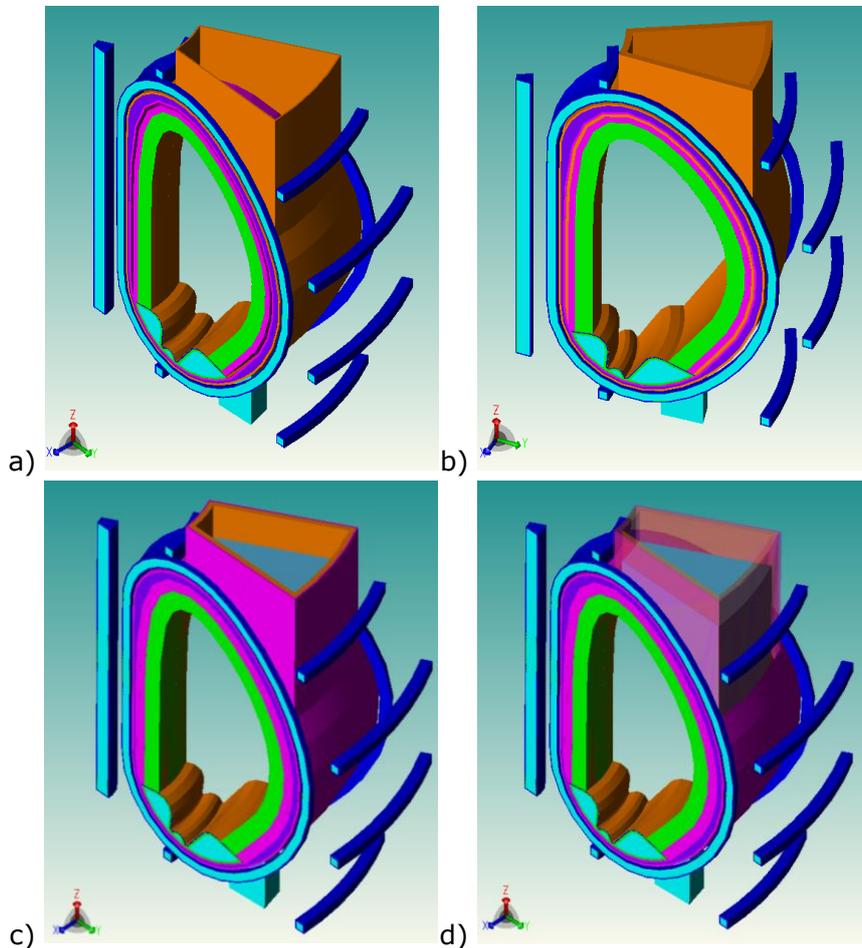


Figura 6.20 Modificación del puerto vertical superior (*Upper Port Plug, UPP*): a) en el modelo inicial se utiliza un puerto con una sola pared de 10 cm; b) se ensancha la pared del puerto a 30 cm de espesor; c) se utiliza una doble pared: la exterior de 10 cm de espesor (en fucsia) de acero y tungsteno, y la interior de 20 cm de espesor (en naranja); d) en el interior del puerto se pone un blindaje horizontal (en celeste) que sigue parcialmente el perfil del plasma.

La forma del blindaje horizontal (en azul celeste en figura 6.20d donde se ha dado transparencia a las paredes del puerto para que se vea el interior) no es muy realista ya que debería seguir un perfil curvo similar al de la bobina, pero resulta útil para entender como mejorarían los resultados al proporcionar un blindaje para el puerto.

La figura 6.21b muestra la potencia depositada en la zona cercana al puerto para el modelo que utiliza el blindaje de acero y agua antes mencionado. En la figura 6.21a se muestra el resultado (ya mostrado en figura 6.14) del modelo inicial sin blindaje para el puerto, en la misma escala que la imagen 6.21b para que resulte más fácil hacer una comparación entre los dos. Se observa que la potencia depositada tanto

en la bobina como en el interior de puerto vertical disminuye alrededor de 3 órdenes de magnitud.

Otra posibilidad que se ha contemplado para el blindaje del puerto consiste en un blindaje horizontal de acero borado, agua y carburo de tungsteno (WC 30%, SS316 37.46%, H₂O 31.46%, B 1.08%) además de adoptar la doble pared: la exterior, de 10 cm de espesor, hecha por la mezcla de acero y tungsteno y la interior esta vez de carburo de tungsteno, de 20 cm de espesor. El mapa correspondiente de potencia depositada en las cercanías del puerto se muestra en figura 6.21c.

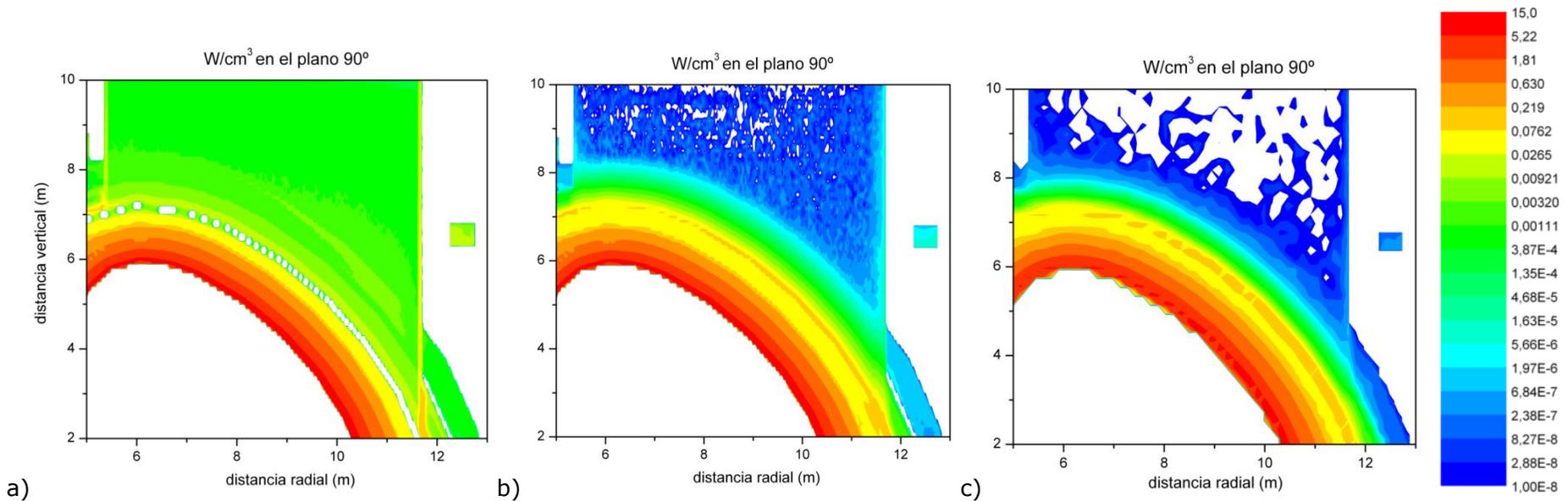
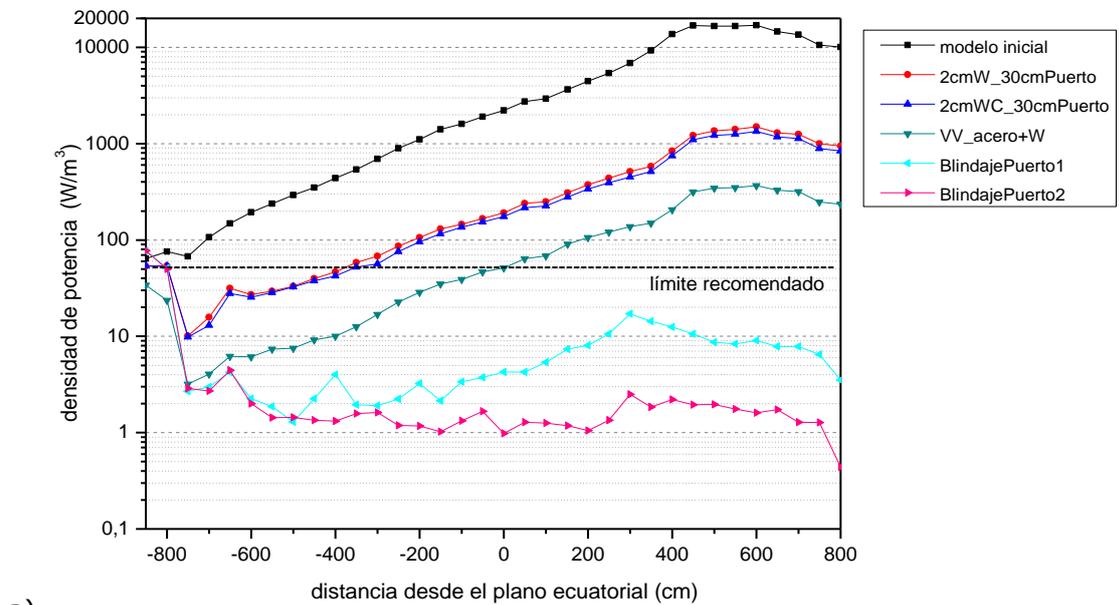
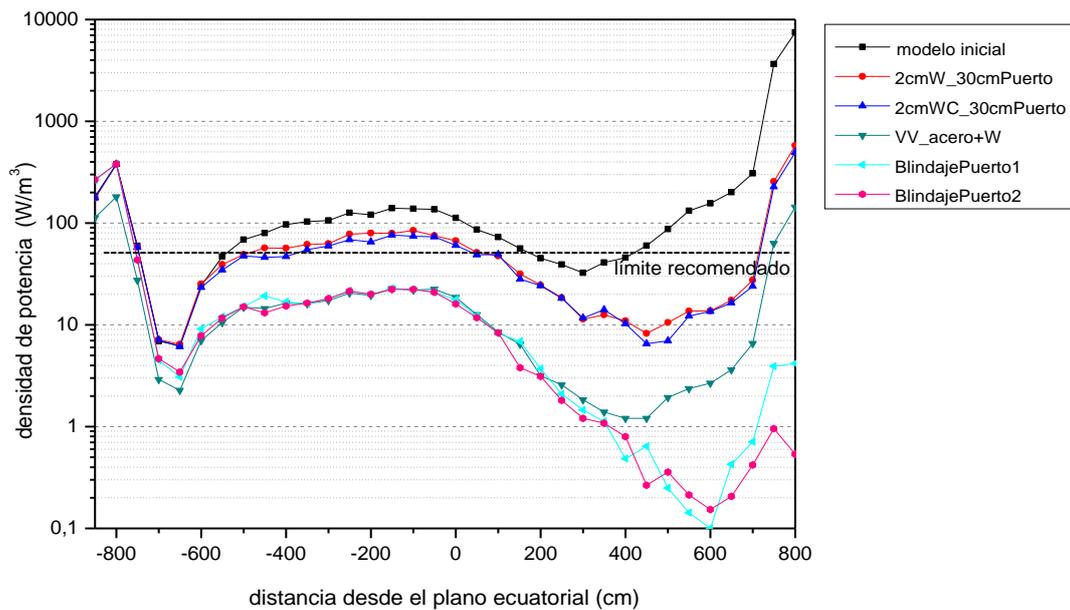


Figura 6.21 Comparación de los mapas de densidad de potencia (W/cm^3), en el plano $\phi=90^\circ$ del reactor, en las cercanías del puerto vertical superior para:
a) modelo inicial de figura 6.14 (sin blindaje para el puerto), ahora puesto en la misma escala que las imágenes b y c
b) modelo que utiliza un blindaje horizontal de acero borado (60%) y agua (40%) en el puerto.
c) modelo que utiliza un blindaje de acero borado (38,54%), carburo de tungsteno (30%) y agua (31,46%).

Los resultados conseguidos con los dos tipos de blindajes analizados, en comparación con los valores obtenidos anteriormente para los otros modelos, se resumen en las figuras 6.22 a) (zona exterior de la bobina) y b) (zona interior).



a)



b)

Figura 6.22 Distribución poloidal de la potencia depositada en W/m^3 : a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal, para diferentes opciones de cámara de vacío y puerto vertical.

Como se puede observar en ambos casos se ha conseguido una reducción muy pronunciada de la potencia depositada en la bobina en toda su longitud y especialmente en el lado exterior (OB) y a las alturas donde la presencia del puerto más la afecta. Además los resultados están por debajo del límite recomendado, salvo por la zona del divertor cuyo diseño y optimización están fuera del alcance de este trabajo.

Al observar más detenidamente las curvas del lado interior (IB) (figura 6.22b) para las dos últimas versiones del modelo detallado (es decir, con presencia de blindaje en el puerto) se aprecia que la densidad de potencia depositada aproximadamente entre $z=-6$ m y $z=1$ m (con respecto al plano ecuatorial $z=0$) está bastante más cerca del límite que en otras partes de la bobina. Como esta zona no está muy afectada por la presencia del puerto se deduce que la causa de la menor eficacia del blindaje reside en el espesor más reducido de la cámara de vacío en la zona *inboard* inferior.

Debido a que, además, los otros criterios que se han de cumplir para mantener la superconductividad de la bobina se conoce [155][156] que son más restrictivos que la potencia depositada en el devanado (*winding pack*), se han elaborado otras modificaciones para el diseño del blindaje, como se expone en la sección a continuación.

6.3.3 Modificación del Blindaje

Puesto que el espacio disponible en la zona interior (*inboard*) del reactor está limitado por el tamaño de la bobina y la presencia del solenoide central, no se ha podido aumentar el espesor de los componentes de dicha región para mejorar el blindaje de la estructura. Ante ello, la opción alternativa es actuar sobre la elección de los materiales.

Además, suponiendo que la menor eficacia de la cámara de vacío en blindar la zona interior de la bobina pudiese estar acompañada por otras deficiencias que afectarían a la vida útil de la cámara de vacío misma (por ejemplo, que la producción de helio en este componente pudiese superar el límite de "re-soldabilidad" recomendado) se ha optado por mejorar el blindaje térmico propiamente dicho (*Shield*) y de esta forma proteger no solo la bobina toroidal sino también la cámara de vacío.

Se recuerda a tal propósito que, en un reactor de fusión, cualquier componente sirve de blindaje para las estructuras que se encuentran detrás del mismo. Por ende, la Envoltura Regeneradora funciona de blindaje para el Blindaje térmico (*Shield*), la Cámara de Vacío y la Bobina de campo toroidal; tal como el Blindaje lo hace para la Cámara de Vacío y la Bobina; y así mismo la Cámara de Vacío actúa como blindaje para la Bobina.

Las cuatro modificaciones que se explican a continuación se han realizado con objeto de mejorar el blindaje, sobre todo para la zona interior (*inboard*) del reactor, tanto de la bobina como de la cámara de vacío.

Como visto en la sección 6.2.1, donde se ha tratado el análisis de la producción de tritio en el regenerador de LiPb, los resultados del TBR son muy elevados en este diseño. Esto ha permitido reducir el espesor de los canales de litio-plomo a favor del espesor del Blindaje que se halla detrás de ellos.

La modificación llevada a cabo ha consistido en reducir el espesor de los canales de LiPb más exteriores de 38 a 32 cm. Esto implica una reducción de la envoltura de

86 a 80 cm (y de la zona regeneradora propiamente dicha de 76 a 70 cm) utilizando el espacio recuperado para aumentar el espesor del blindaje de 30 a 36 cm. Según lo dicho al comienzo de este apartado debido a las restricciones de espacio, más que reducir o aumentar el tamaño de los componentes, en realidad se ha actuado sobre el material, dividiendo los canales exteriores y dándoles a la parte recuperada de 6 cm la composición del blindaje en lugar de la del litio-plomo.

En la figura 6.23 se puede observar más explícitamente el cambio realizado: en la imagen 6.25 a) se muestra un corte horizontal del sector de 30° del reactor en el plano $z=0$. En las figuras 6.25 b) y c) se muestran los canales interiores (IB) antes (b) y después (c) del cambio: a los canales de litio-plomo más alejados del plasma (en azul) se les ha quitado un pequeño tramo (en fucsia) que va a ser una parte más del blindaje (fucsia). Lo mismo para los canales exteriores (OB): el antes y el después se muestran en las figuras 6.25 (d) y (e) respectivamente.

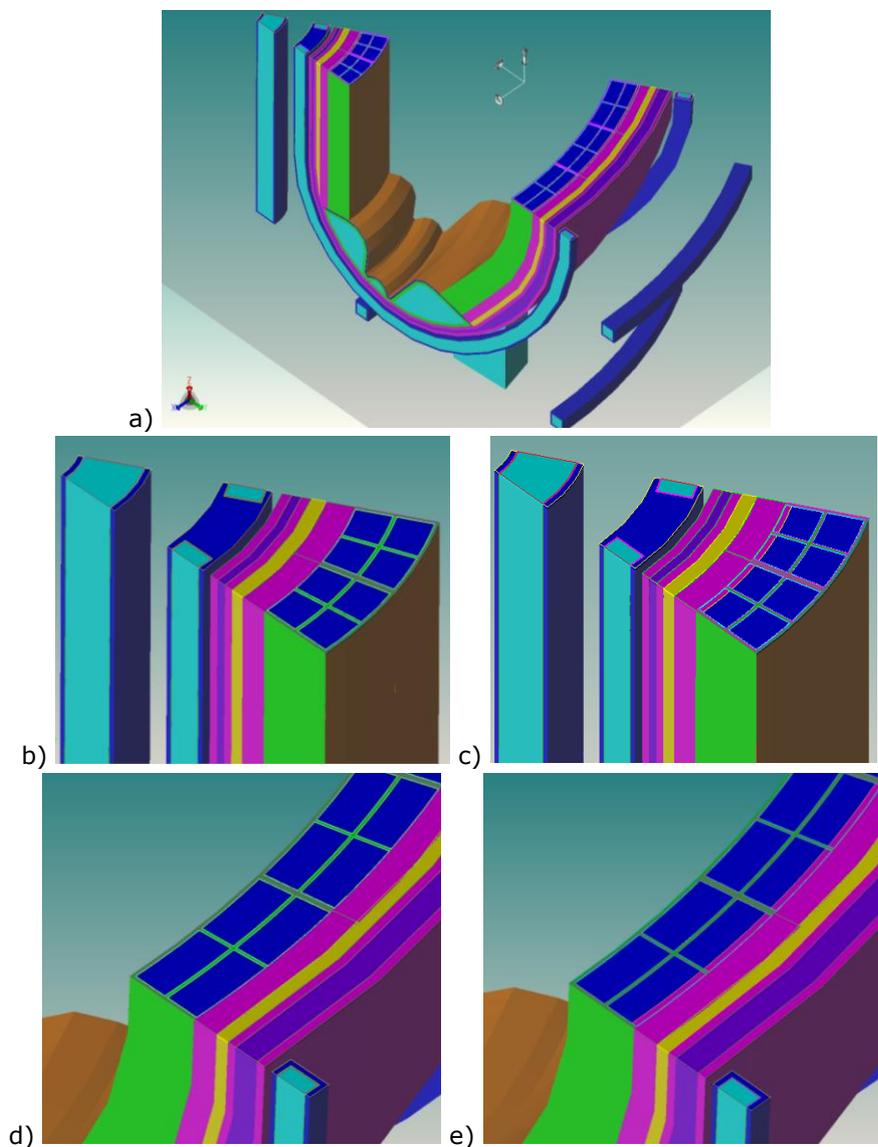


Figura 6.23 arriba: a) corte horizontal del sector de 30° del reactor en el plano $z=0$; **en el centro:** los canales interiores (IB) antes (b) y después (c) del cambio: a los canales de litio-plomo más externos (azules) se les ha quitado una fracción (en fucsia) que va a ser una parte más del blindaje (fucsia) puesto detrás del regenerador; **abajo:** los canales exteriores (OB), antes (d) y después (e) del cambio realizado.

La primera prueba se ha llevado a cabo utilizando el mismo material (Eurofer) para todo el Blindaje (y, para el puerto, se ha elegido el blindaje horizontal de agua y acero). Como se puede observar en figura 6.24 (línea de color rosa), esta opción no ha mejorado los resultados debido a que la densidad del Eurofer es menor que la del LiPb; además elementos de elevado número atómico como el plomo atenúan muy bien la radiación gamma, y las reacciones de multiplicación neutrónicas que ocurren en el plomo favorecen la atenuación y consecuente absorción de los neutrones. El resultado del TBR ha variado muy ligeramente quedando en 1,216.

La segunda prueba se ha realizado utilizando carburo de tungsteno WC, en los 6 cm recuperados de la envoltura regeneradora, que actúa ahora como blindaje de alta temperatura (*High Temperature Shield*, HTS) y dejando el Eurofer inicial en los 30 cm restantes como blindaje de baja temperatura (*Low Temperature Shield*, LTS). En este caso se han probado ambos puertos (líneas morada y verde oliva de figura 6.24). La elección del carburo de tungsteno se ha propuesto en muchos estudios como material de blindaje de alta temperatura [151][157] debido a sus propiedades de absorción y moderación. Además cabe destacar que el TBR, resulta beneficiado por la presencia de un reflector como es el carbono, presente en el material del HTS. Asimismo, debido a las reacciones de dispersión inelásticas en el tungsteno, aumenta la componente neutrónica de baja energía tanto en el HTS como en la zona posterior de la *zona regeneradora*. Esto implica que aumentan las reacciones de absorción neutrónicas en el ${}^6\text{Li}$ (y consecuente producción de tritio) y, aunque se haya reducido el tamaño de los canales, el valor de TBR se mantiene en 1,202.

En la tercera y la cuarta prueba se ha mantenido el HTS de WC y se ha sustituido el LTS de Eurofer por hidruros metálicos. De la lista potencial de los hidruros metálicos candidatos a un blindaje de un reactor de fusión [151][157][158][159] se han elegido los que tienen presiones de disociación conocidas y tal que se evite la liberación de hidrógeno a temperaturas inferiores a 600 °C. El hidruro de titanio, TiH_2 , y el hidruro de zirconio, ZrH_2 , han sido los hidruros seleccionados para la tercera y cuarta prueba, respectivamente. Con ambos materiales el TBR obtenido ha sido 1,187.

En general, un material rico en hidrogeno resultará un buen blindaje debido a la moderación de los neutrones rápidos por los núcleos de hidrogeno. Esto implica que las capacidades de un blindaje neutrónico dependen en gran medida de la concentración de hidrogeno. Tal como se puede observar en la tabla 6.7 los hidruros metálicos considerados tienen un contenido de hidrogeno mayor que el agua o el hidrogeno sólido.

Tabla 6.7 Densidad de átomos de hidrógeno en varios hidruros.

Hidruro	Aspecto	Numero de masa	Densidad (g/cm ³)	Densidad de H (10 ²² /cm ³)
TiH ₂	Polvo	49,88	3,77	9,1
ZrH ₂	Polvo	93,24	5,6	7,2
Polietileno	Solido	14,03	0,90	7,7
H ₂ O	Líquido	18,02	1,00	6,7
Hidrogeno(4 K)	Solido	1,00	0,09	5,3
Hidrogeno(20 K)	Líquido	1,00	0,07	4,2

Además de la concentración de hidrogeno, otro parámetro importante para un buen blindaje neutrónico es el alto número atómico Z. Por esta razón se suelen utilizar mezclas de acero y agua. Estudios previos [158] indican que ambos hidruros metálicos, TiH₂ y ZrH₂, tienen prestaciones de blindaje superiores a los materiales convencionales y que su utilización permitiría reducir el tamaño de un blindaje en un 20% respecto a los blindajes convencionales compuestos de mezclas de acero y agua, permitiendo así reducir el tamaño de todo el reactor.

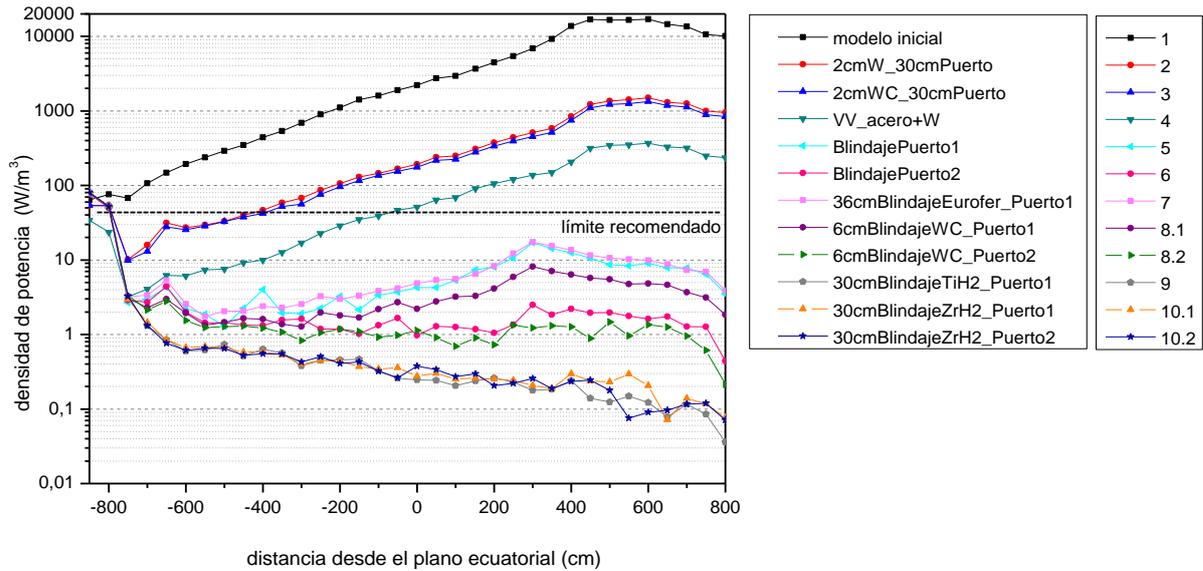
Debido a que el campo toroidal es uno de los parámetros más importantes para lograr una densidad de potencia elevada, es extremadamente importante reducir la distancia entre el plasma y el tramo interior de las bobinas de campo toroidal usando un diseño del blindaje lo más compacto posible. Además, un blindaje eficaz reduce la activación de los materiales estructurales y puede conducir a una drástica reducción de los residuos radiactivos [160][161].

Los resultados de la densidad de potencia depositada en la bobina toroidal en las 4 pruebas realizadas se muestran en las figuras 6.26 (a) - lado exterior - y (b) - lado interior.

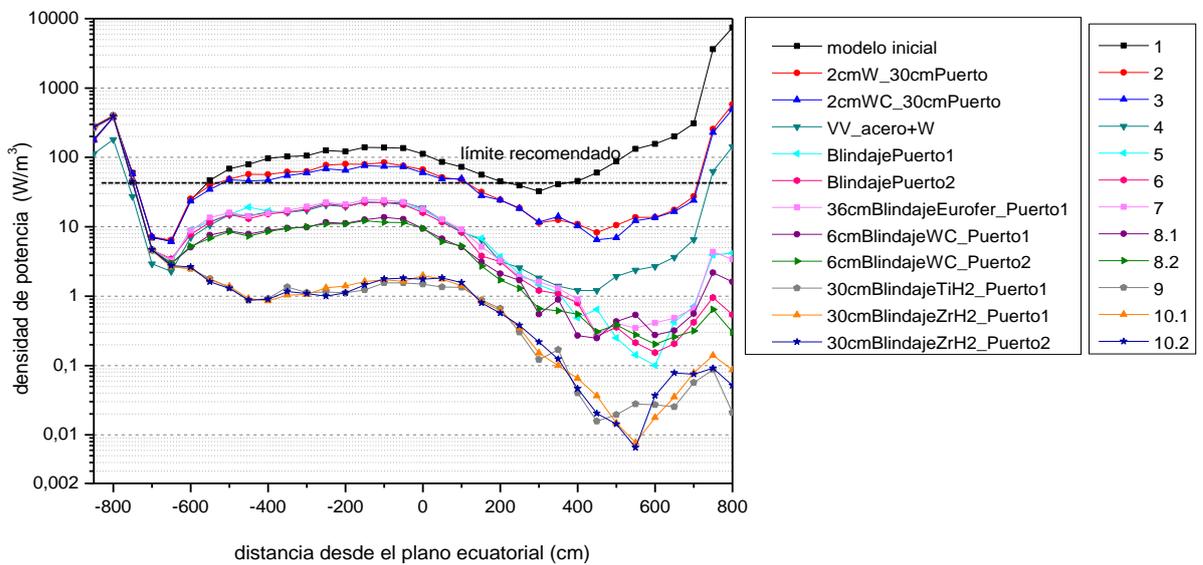
En las pruebas con hidruros, se observa que la presencia de un blindaje u otro para el puerto vertical prácticamente sólo afecta a los resultados de la zona exterior (OB) y de manera muy leve, por lo que se han probado ambos tipos de puertos blindados únicamente con el hidruro de zirconio (líneas naranja y azul oscuro en la figura 6.26).

La elección de los hidruros como blindaje de baja temperatura y el carburo de tungsteno como blindaje de alta, conduce a los resultados mejores en cuanto a potencia depositada en la bobina. En estos modelos, habiendo conseguido reducir drásticamente el paso de neutrones a través del puerto vertical, se observan las curvas típicas de potencia depositada en la bobina, con el pico en la zona interior (IB) a la altura del plano ecuatorial¹⁷, ya que esta debería ser la zona más afectada debido al menor espacio disponible.

¹⁷ De estas consideraciones se excluye la zona del divertor que no ha sido objeto de estudio y mejora en este trabajo.



a)

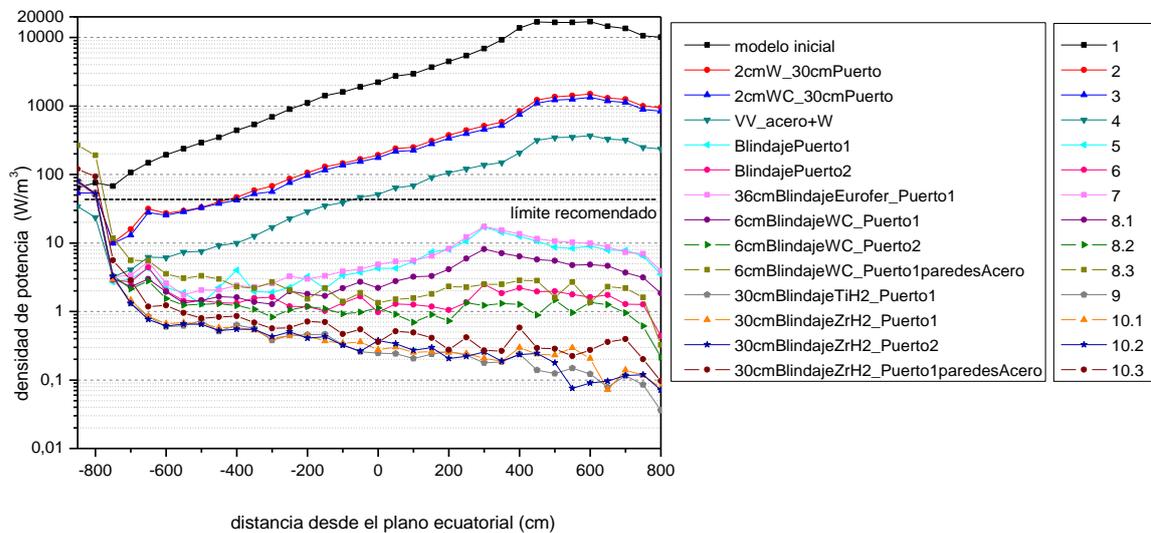


b)

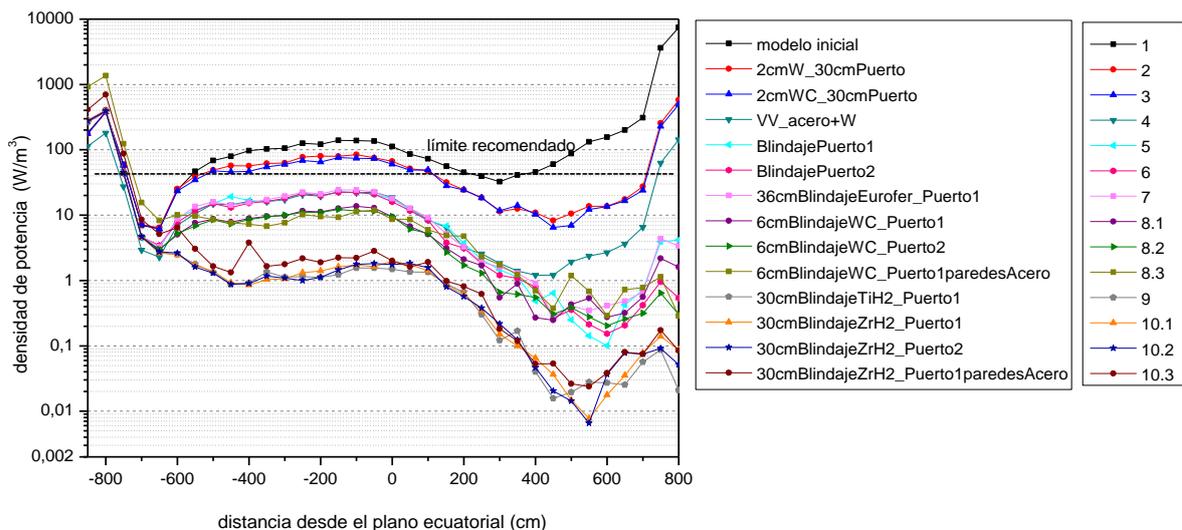
Figura 6.24 Distribución poloidal de la potencia depositada en W/m^3 : a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal, para diferentes opciones de blindaje de alta y de baja temperatura y distintas opciones para el blindaje del puerto vertical. Se dejan por comparación las curvas de las opciones anteriores.

Debido a que los resultados de las últimas modificaciones han sido muy satisfactorios (y no conociendo en detalle las prestaciones del carburo de tungsteno como material estructural), se ha planteado la opción de reducir el contenido de carburo de tungsteno en el reactor, volviendo a la opción inicial de paredes de la cámara de vacío solo de acero (y refrigeradas por agua) con lo cual solo quedarían 2 cm de WC entre el blindaje térmico y la pared interior de la VV. Con esta configuración de la cámara de vacío se han probado tanto la opción de HTS de WC y LTS de Eurofer, como la opción de HTS de WC y LTS de ZrH_2 , ambos con el puerto nº 1 que solo utiliza acero y agua (no tiene WC). Los resultados de ambas opciones se muestran en las figuras 6.25 a (exterior) y b (interior) en color verde pistacho (WC+Eurofer) y marrón (WC+ ZrH_2). Como se puede observar en dicha figura, todos los modelos a partir de la versión nº 5 cumplen con los nuevos límites

de potencia depositada en la bobina recomendados para DEMO, aunque las mejores prestaciones frente a la radiación las encontramos en las cuatro versiones que utilizan un hidruro como blindaje de baja temperatura, que por lo tanto son las opciones más prometedoras para ser utilizadas en una planta de potencia comercial.



a)



b)

Figura 6.25 Distribución poloidal de la potencia depositada (W/m^3): a) en la zona exterior y b) en la zona interior de la bobina de campo toroidal, para diferentes opciones. Se incluyen los resultados de las opciones con blindaje de alta temperatura de WC y blindaje de baja temperatura de Eurofer (verde pistacho) o ZrH_2 (marrón), utilizando una cámara de vacío y un blindaje para el puerto sin WC (solo acero y agua).

Para tener información más detallada se ha calculado la distribución espacial de la densidad de potencia depositada en la zona exterior (OB) de la bobina entre 10 y 60 cm desde el plano $z=0$. Los resultados (superpuestos a una sección horizontal de la bobina) se muestran en la figura 6.26 donde se comparan los resultados de los cambios más significativos con el resultado del modelo inicial.

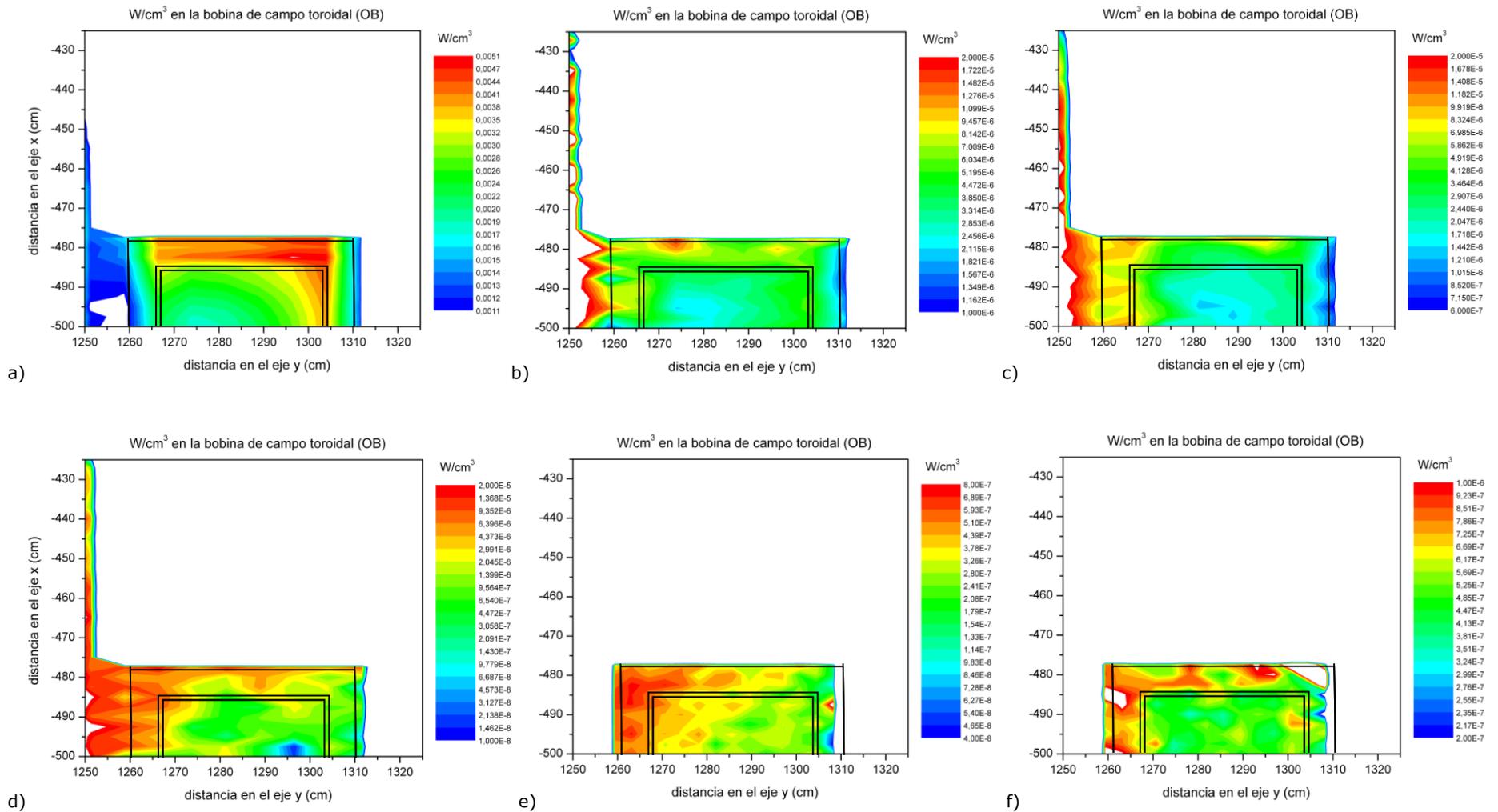


Figura 6.26 Mapas de potencia depositada (W/cm^3) en la zona exterior (OB) de la bobina de campo toroidal, y entre 10 y 60 cm en el eje Z, para distintas versiones del modelo detallado: 1 (a), 5 (b), 8.1 (c), 8.3 (d), 10.1 (e), 10.3 (f).

Finalmente y con objeto de visualizar claramente el resultado de la mejora del blindaje conseguido a través de los distintos materiales utilizados para el puerto vertical, el blindaje térmico y la cámara de vacío, se muestra la distribución de la densidad de potencia depositada en una sección vertical de todo el reactor (figura 6.27) y en detalle en los alrededores del puerto (figura 6.28) para algunos de los modelos más representativos.

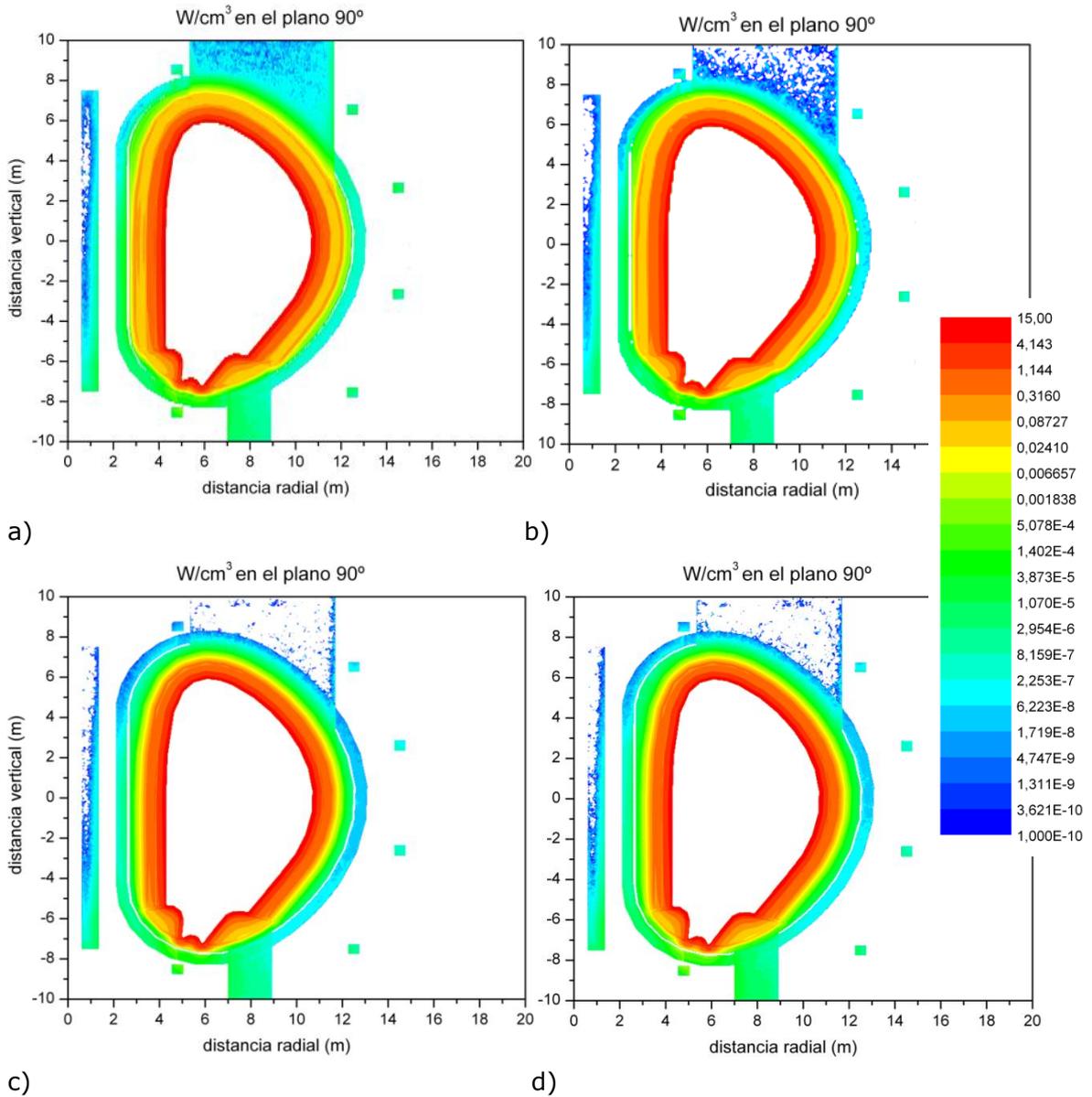


Figura 6.27 Comparación de los valores de densidad de potencia depositada (W/cm^3) en una sección vertical del reactor para los modelos 5 (a), 8.2 (b), 10.1 (c) y 10.3 (d).

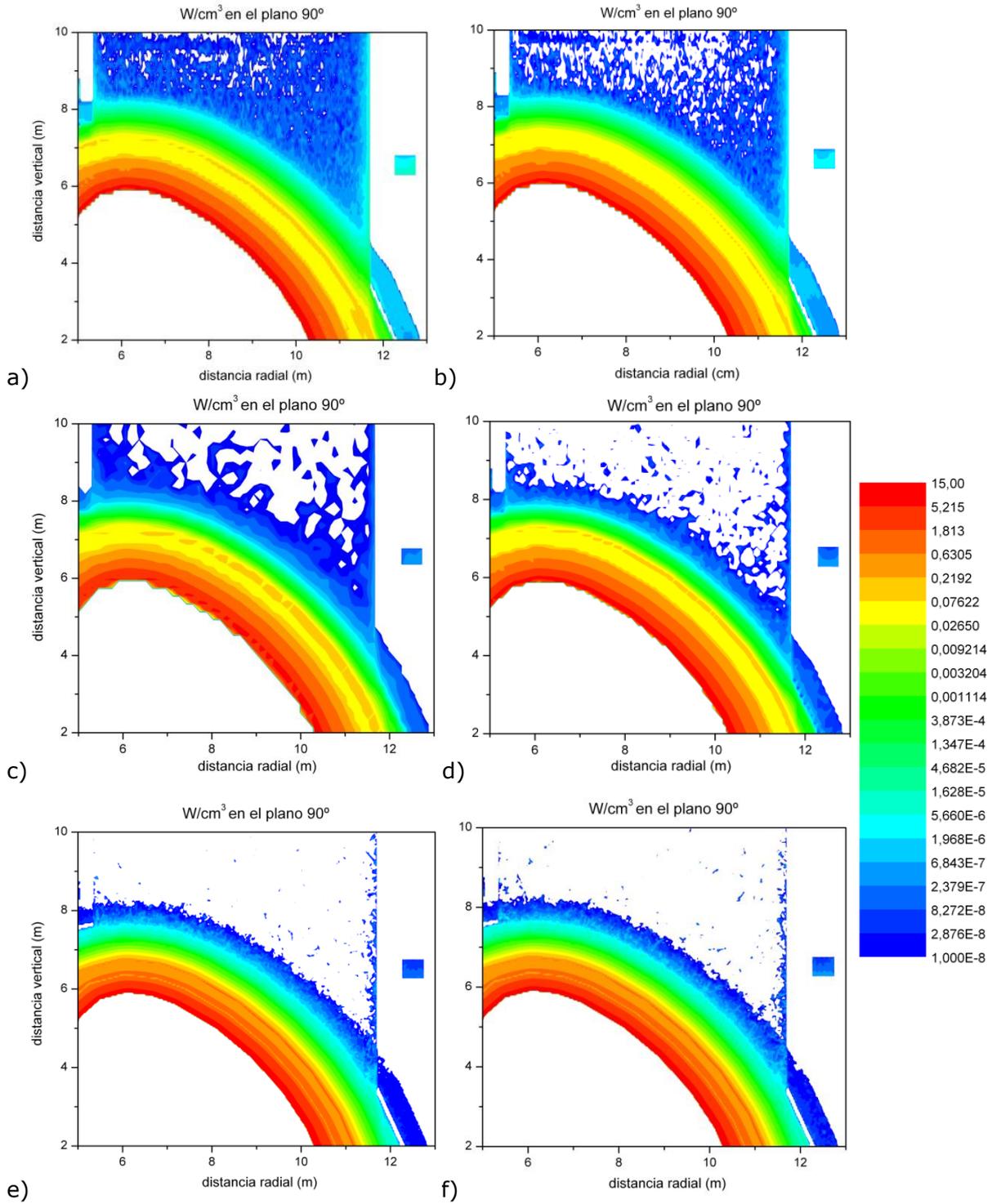


Figura 6.28 Comparación de los valores de densidad de potencia depositada (W/cm^3) alrededor del puerto vertical superior en una sección vertical de los modelos 5 (a), 8.1 (b), 6 (c), 8.2 (d), 10.1 (e) y 10.3 (f).

6.4 RESULTADOS DE LAS OPTIMIZACIONES DEL MODELO DETALLADO

Para poder elaborar una evaluación fiable, fundada en examinar múltiples criterios de valoración, se han estudiado otros parámetros para garantizar el correcto funcionamiento de las bobinas superconductoras que tienen que procurar que el plasma quede confinado (fluencia y dpa en las bobinas, cuyos resultados se exponen en las secciones 6.4.1 y 6.4.3) y para asegurar la integridad estructural de los componentes (helio y dpa en acero, en las secciones 6.4.2 y 6.4.3).

Además de la distribución de potencia en el devanado de la bobina de campo toroidal, se han evaluado los otros parámetros que influyen en el comportamiento superconductor de la bobina. Estos parámetros, listados en la tabla de requerimientos 6.6, son potencialmente más críticos de cumplir que el criterio anteriormente examinado y por esta razón, se han evaluado para todas las configuraciones analizadas. Los cálculos, aunque se presentan en esta sección separadamente de los anteriores, se han elaborado junto al cálculo de potencia depositada, puesto que la optimización de un diseño tiene que ser guiada por los parámetros más críticos.

Para considerar un escenario comercial de planta de potencia, de acuerdo con las normas de licenciamiento occidentales (norteamericanas y europeas) [162][163] para plantas de fisión y que se están aplicando a los estudios en fusión, la vida de diseño (el tiempo mínimo de funcionamiento previsto inicialmente en la fase de ingeniería, durante el cual se cumplirían todos los criterios de aceptación para que la planta pueda operar) es de 40 años (renovable para otros 20 años, siempre que el organismo competente, el CSN en el caso español, lo autorice tras una evaluación de los requisitos de seguridad). Por tanto se han evaluado los límites de diseño a 40 años FPY (*Full Power Year*, es decir, a plena potencia). Por otro lado, para un reactor de demostración como DEMO1 cuyas características se han establecido en 2012 [163] se han estimado 20 años de operación pulsada, que corresponden a 6 FPY de funcionamiento al 30% de disponibilidad¹⁸ [165][166]. Por tanto los parámetros que se examinan a continuación se han calculado tanto en valores anuales como para 6 y 40 años de funcionamiento a plena potencia.

Hay que hacer hincapié en el hecho de que la mayor parte de los límites de radiación de la tabla 6.6 se han establecido para valores de pico que se suelen calcular en el plano ecuatorial interior de la bobina, ya que casi siempre es esta la zona más afectada por la radiación. En el caso aquí estudiado, debido a que - por la

¹⁸ El reactor DEMO será el primer dispositivo de su tipo. ITER validará muchas de las tecnologías que se aplicarán a DEMO, no obstante, habrá tecnologías que no se hayan probado anteriormente (por ejemplo, el ciclo del combustible) en un entorno integrado. Por tanto, se puede suponer que el mantenimiento no programado debido a fallos aleatorios dominará la primera fase de la operación y la posterior investigación y rectificación de tales fallos requerirá largos períodos de tiempo de inactividad. Por otra parte, el enfoque planteado en el nuevo roadmap Europeo [167] basado en una puesta en marcha gradual también implicará la inspección periódica y el muestreo de material, que también requerirán períodos de parada de la planta. Se supone que la planta de energía DEMO actuará (al menos en su primera fase de la operación) como una instalación de prueba de los componentes. De esta manera, se ha previsto utilizar una envoltura "starter" con un límite de daño de 20 dpa en la primera pared de acero utilizando materiales de rendimiento moderado y márgenes de diseño conservadores; luego cambiar a un segundo juego de envolturas con un límite de daño de 50 dpa, un diseño optimizado y, si estuvieran disponibles, materiales estructurales mejorados. Si bien es difícil predecir la disponibilidad real que se logrará por una planta DEMO, un objetivo razonable se considera que es el 30%.

presencia del puerto no blindado y la asimetría de la cámara de vacío - el punto de mayor irradiación de la bobina en cada configuración no resultaba tan evidente, se han evaluado inicialmente los parámetros globales en toda la bobina y, solo en las últimas evoluciones del diseño, una vez depurados los fallos de blindaje tanto del puerto como de la cámara de vacío, se han calculado los valores máximos puntuales en el plano ecuatorial interior.

En las tablas 6.8 y 6.9 se resume de manera exhaustiva la evolución del modelo detallado. En la tabla 6.8 se muestran las configuraciones para: el espacio entre blindaje y cámara de vacío (VV), las paredes y el gap de la cámara de vacío y las paredes y el blindaje del puerto vertical superior (UPP). En la tabla 6.9 se detallan las configuraciones para el blindaje de alta y de baja temperatura (HTS y LTS) junto con la configuración de las paredes de la cámara de vacío y el tipo de blindaje del puerto vertical superior (UPP) utilizados en cada caso.

Tabla 6.8 Resumen de las modificaciones tanto en materiales como en espesores, para el espacio entre blindaje y cámara de vacío (VV), las paredes y el gap de la cámara de vacío y las paredes y el blindaje del puerto vertical superior (UPP). (El enriquecimiento en boro es siempre del 95% en ¹⁰B).

modelo	Espacio Blindaje/VV	Pared Interna VV	Gap VV	Pared Externa VV	Puerto de la VV
1	15 cm vacío	96,5% SS316LN 3,5% agua	95,3% agua 0,52% boro 4,18% SS316LN	95,3% SS316LN 4,7% agua	10 cm SS316LN
2	13 cm vacío 2 cm W	" "	" "	" "	30 cm SS316LN
3	13 cm vacío 2 cm WC	" "	" "	" "	" "
4	" "	66,5% SS316LN 30% W 3,5% agua	" "	66,5% SS316LN 30% W 3,5% agua	30 cm 66,5% SS316LN 30% W 3,5% agua
5	Puerto con dos paredes: 10 cm 66,5% SS316LN 30% W / 3,5% agua + 20 cm 95,3% SS316LN / 4,7% agua, y blindaje horizontal: Acero borado al 2% (ASTM-A887-89) 60% y 40% agua				
6	Puerto con dos paredes: 10 cm 66,5% SS316LN / 30% W / 3,5% agua + 20 cm WC, y blindaje horizontal: 30% WC / 37,46% SS316LN / 31,46% agua / 1,08% boro				

Tabla 6.9 Configuraciones para el blindaje de alta y de baja temperatura (HTS y LTS) junto con la configuración de las paredes de la cámara de vacío y el tipo de blindaje del puerto vertical superior (UPP) utilizados en cada caso.

modelo	HT Shield	LT Shield	Paredes VV	Puerto de la VV
7	6cm Eurofer	30 cm Eurofer	66,5% SS316LN 30% W 3,5% agua	Modelo 5
8.1	6cm WC	" "	" "	Modelo 5
8.2				Modelo 6
9	" "	30 cm TiH ₂	" "	Modelo 5
10.1	" "	30 cm ZrH ₂	" "	Modelo 5
10.2				Modelo 6
10.3	" "	" "	95,3% SS316LN 4,7% agua	Modelo 5
8.3	" "	30 cm Eurofer	" "	Modelo 5

6.4.1 Fluencia neutrónica en la bobina de campo toroidal

Para todos los modelos de las tablas 6.8 y 6.9 se ha evaluado:

- la fluencia de neutrones rápidos ($E > 0,1$ MeV) en el superconductor de Nb_3Sn
- la fluencia neutrónica en el superconductor, y
- la fluencia neutrónica en el aislante de epoxi.

Además de los valores anteriores, considerando el límite de pico de fluencia de neutrones rápidos en el *estabilizador de cobre* ($1-2 \times 10^{17} \text{ cm}^{-2}$) y 6 FPY de operación, tal como se especifica en el estudio DEMO1 [165], el límite de tasa de fluencia neutrónica en el estabilizador de cobre sería $\approx 5,28 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ - $1,06 \times 10^9 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$. Considerando el límite de pico de fluencia de neutrones rápidos en el *superconductor* (10^{18} cm^{-2}) y 6 FPY de operación, el límite de tasa de fluencia sería $\approx 5,28 \times 10^9 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$.

En la tabla 6.10 se encuentran los valores globales para la fluencia neutrónica en los distintos componentes de la bobina y la tasa de fluencia de neutrones rápidos en el devanado, para todas las configuraciones de reactor resumidas en las tablas 6.8 y 6.9. Se han indicado con una escala de color los valores que más se acercan al cumplimiento de los límites (fondo negro, azul y verde), siendo los negros los que presentan mejores prestaciones y que cumplen plenamente dichos límites.

Según los resultados mostrados en la tabla 6.10, todos los modelos que utilizan blindaje en el puerto (es decir a partir de la versión 5, menos la configuración 8.3) cumplirían plenamente los límites a 6 años de funcionamiento a plena potencia, en cuanto a valores globales. Para una planta comercial, solo algunos de los modelos que utilizan hidruros en el LTS estarían cerca de operar durante 40 años a plena potencia manteniendo la superconductividad de las bobinas.

Se observa que uno de los criterios más difíciles de cumplir es el límite de fluencia en el aislante de epoxi cuya superación afectaría al rendimiento mecánico del mismo. Para el cálculo de dosis en dicho aislante se ha adoptado el material de aislamiento de ITER. De acuerdo con los criterios de diseño de ITER, el límite de radiación máxima permitida en el aislante epoxi corresponde a una dosis absorbida total de neutrones y fotones de 10 MGy durante la vida útil del reactor [168], equivalente a una fluencia neutrónica de 10^{18} cm^{-2} . Como sugiere [169], la capacidad de resistencia del aislante a la radiación se puede mejorar mediante el uso de un tipo diferente de material aislante, tal como el GRP (plástico reforzado con vidrio, *glass reinforced plastic*), que puede soportar una dosis absorbida hasta 200 MGy.

Para dos de los modelos que utilizan hidruros en el LTS que parecen cerca de las condiciones para operar durante 40 años a plena potencia manteniendo la superconductividad de las bobinas, se ha evaluado más detenidamente la fluencia (integrada en 40 años), como mapa de distribución espacial alrededor del plano ecuatorial de la bobina de campo toroidal. En la figura 6.29 se muestran los resultados para los modelos 10.1 de categoría negra (izquierda) y 10.3 de categoría verde (derecha) en el lado interior (arriba) y exterior (abajo) de la bobina. Los valores a 40 años en el epoxi (el rectángulo intermedio) son en todos los casos

inferiores al límite de 10^{18} neutrones por cm^2 siendo menores que 7×10^{17} en el lado IB (con un factor 2 de margen) y menores que 10^{17} en el lado OB (con un orden de magnitud de margen). De estos resultados resalta que, para estos dos modelos, los valores integrales de fluencia en el epoxi (tabla 6.10) sobrestiman el valor puntual ecuatorial deduciendo que el máximo se debe encontrar en la zona detrás del divertor que no ha sido objeto de mejora en este trabajo. Por ende, se podría deducir que al menos estos dos modelos cumplirían el límite a 40 años para la fluencia de neutrones en el epoxi.

Se puede suponer que el mismo comportamiento se observaría si analizásemos los mapas de fluencia de los modelos que pertenecen a las mismas categorías que los anteriores (negra y verde) y a la categoría intermedia (azul) debido a que todas las versiones a partir de la nº 5 manifestaban el mismo comportamiento, con máximo valor de potencia depositada en el devanado en la zona detrás del divertor (figura 6.25). Por tanto se podría deducir que los valores integrales de estas configuraciones (tabla 6.10), que incluyen la zona de la bobina detrás del divertor no optimizada, sobrestiman los efectos de la fluencia en el resto de la bobina.

Tabla 6.10 Valores globales para la fluencia de neutrones en los distintos componentes de la bobina de campo toroidal y para la tasa de fluencia de neutrones rápidos en el devanado, para todas las configuraciones de reactor resumidas en las tablas 6.8 y 6.9.

Parámetro:		fast neutron fluence in superconductor (WP)			integral neutron fluence in WP			integral neutron fluence in epoxy			fast flux in WP
Límite de diseño:		10^{18} cm^{-2}			<i>*no hay límite establecido</i>			10^{18} cm^{-2}			$\approx 5 \times 10^8 - 5 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
MODELO		1/cm ² year	*6FPY	*40FPY	1/cm ² year	*6FPY	*40FPY	1/cm ² year	*6FPY	*40FPY	1/cm ² s
1	modelo inicial	4,61E+18	2,77E+19	1,84E+20	8,81E+18	5,29E+19	3,52E+20	1,34E+19	8,04E+19	5,35E+20	1,46E+11
2	2cm W gap; 30cm UPP	3,25E+17	1,95E+18	1,30E+19	6,72E+17	4,03E+18	2,69E+19	1,06E+18	6,36E+18	4,26E+19	1,03E+10
3	2cm WC gap; 30cm UPP	2,87E+17	1,72E+18	1,15E+19	5,96E+17	3,58E+18	2,39E+19	9,48E+17	5,69E+18	3,79E+19	9,11E+09
4	30%W in VV	1,03E+17	6,18E+17	4,13E+18	2,10E+17	1,26E+18	8,39E+18	3,30E+17	1,98E+18	1,32E+19	3,27E+09
5	UPP shield1 (steel+ borated water)	4,85E+16	2,91E+17	1,94E+18	7,78E+16	4,67E+17	3,11E+18	1,04E+17	6,24E+17	4,15E+18	1,54E+09
6	UPP shield2 (steel+ borated water+ WC)	4,60E+16	2,76E+17	1,84E+18	7,24E+16	4,34E+17	2,90E+18	9,48E+16	5,69E+17	3,79E+18	1,46E+09
7	36cm Shield Steel UPP1	5,07E+16	3,04E+17	2,03E+18	8,11E+16	4,87E+17	3,24E+18	1,08E+17	6,48E+17	4,32E+18	1,61E+09
8.1	6cm HTS WC + 30cm FM UPP1	4,69E+16	2,81E+17	1,88E+18	7,37E+16	4,42E+17	2,95E+18	9,65E+16	5,79E+17	3,86E+18	1,49E+09
8.2	6cm HTS WC + 30cm FM UPP2	4,52E+16	2,71E+17	1,81E+18	7,04E+16	4,22E+17	2,82E+18	9,12E+16	5,47E+17	3,65E+18	1,43E+09
8.3	6cm HTS WC + 30cm FM UPP1 + VV acero	1,35E+17	8,10E+17	5,38E+18	2,02E+17	1,21E+18	8,08E+18	2,52E+17	1,51E+18	1,01E+19	4,26E+09
9	6cm HTS WC + 30cm TiH2 UPP2	4,35E+16	2,61E+17	1,74E+18	6,70E+16	4,02E+17	2,68E+18	8,60E+16	5,16E+17	3,44E+18	1,38E+09
10.1	6cm HTS WC + 30cm ZrH2 UPP1	4,39E+16	2,63E+17	1,76E+18	6,77E+16	4,06E+17	2,71E+18	8,69E+16	5,21E+17	3,47E+18	1,39E+09
10.2	6cm HTS WC + 30cm ZrH2 UPP2	4,35E+16	2,61E+17	1,74E+18	6,71E+16	4,03E+17	2,68E+18	8,60E+16	5,16E+17	3,44E+18	1,38E+09
10.3	6cm HTS WC + 30cm ZrH2 UPP1 + VV acero	5,81E+16	3,49E+17	2,32E+18	9,08E+16	5,45E+17	3,63E+18	1,19E+17	7,14E+17	4,75E+18	1,84E+09

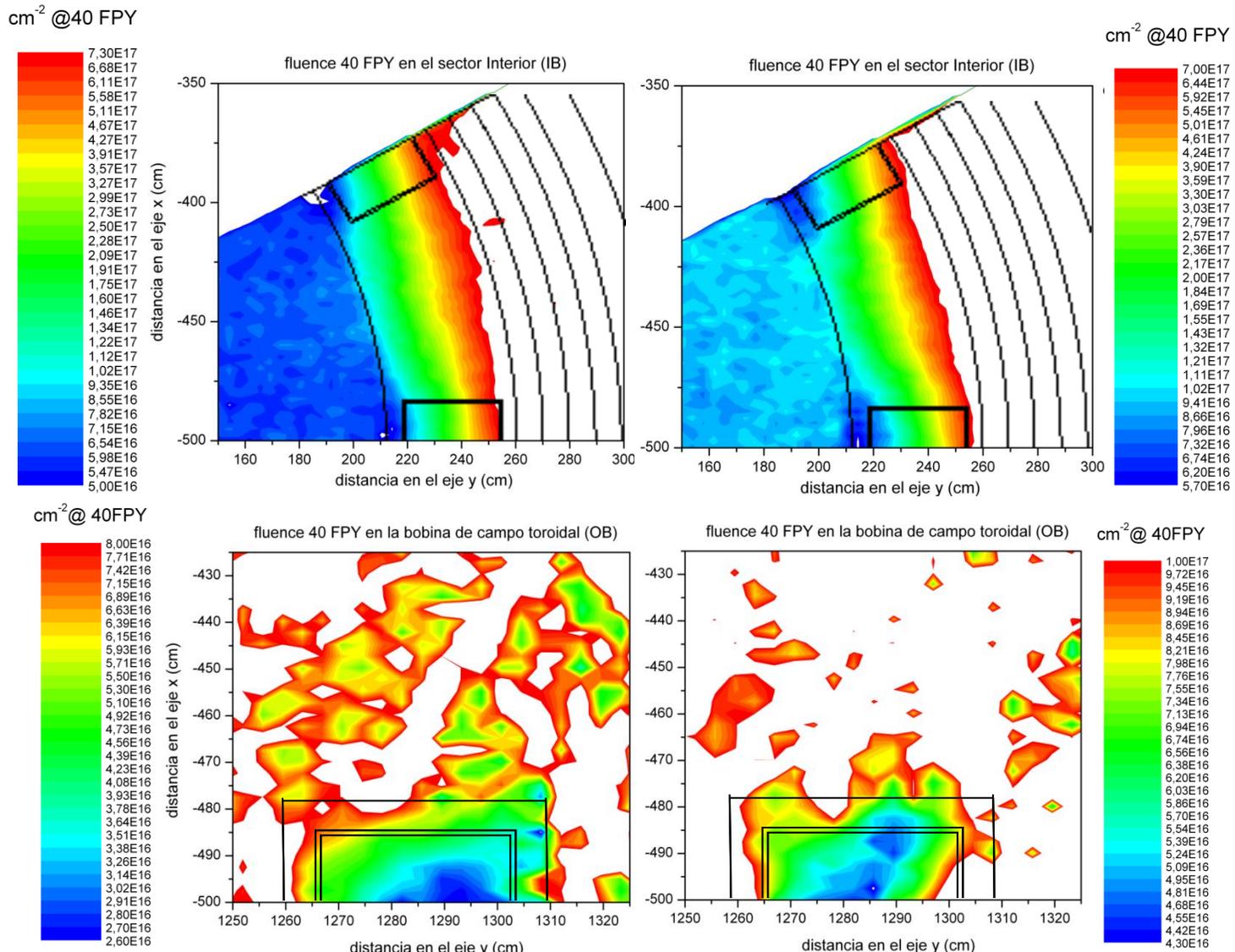


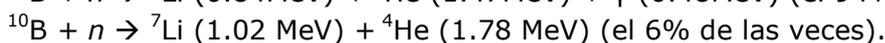
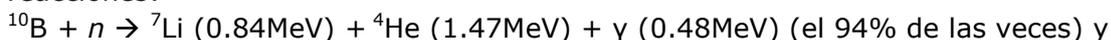
Figura 6.29 Comparación de los valores de fluencia neutrónica (cm^{-2}) para los modelos 10.1 (izquierda) y 10.3 (derecha), en los lados *inboard* (arriba) y *outboard* (abajo) de la bobina de campo toroidal.

6.4.2 Producción de helio y daño en acero

Además de la superconductividad de la bobina ya se ha hablado anteriormente de lo importante que es, en un reactor de fusión, garantizar la integridad de los componentes estructurales. Con este fin se ha evaluado la producción de helio y el daño en los componentes de acero.

Las reacciones de captura neutrónica (n,p), (n,d), (n,t) o (n, α) producen un núcleo de hidrogeno o de helio. Al absorber los electrones de la red cristalina el átomo de gas así formado se acumulará en los bordes de grano o en los huecos de la estructura cristalina ejerciendo una presión dentro del material. Dicha producción de gas, en particular la producción de helio, puede afectar a la re-soldabilidad del acero si su concentración supera 1 appm (*atomic part per million*) [125].

El helio se produce típicamente en las reacciones de captura (n, α) como la de $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$, aunque también puede producirse por decaimiento alfa. En realidad la colisión de los neutrones sobre blancos de B^{10} produce helio a través de las dos reacciones:



Debido a esto, el contenido de boro en un acero tiene que estar limitado [89][108]. En este diseño, como ya se ha visto, se ha preferido utilizar agua borada en vez que acero borado con objeto de reducir la producción de helio en los componentes de acero.

En la tabla 6.11 se detalla la producción de helio tanto en el blindaje de Eurofer (un único blindaje en los primeros modelos, y luego sólo en el blindaje de baja temperatura, cuando el de alta temperatura es de carburo de tungsteno) como en la paredes y el puerto superior (UPP) de la cámara de vacío (VV), formados por mezclas de acero austenítico. Los valores se presentan en appm de He por año de operación y para 40 años de funcionamiento de planta a plena potencia (FPY). En negrita se indican los valores que están por debajo del límite de 1 appm He (negro) o muy cerca de cumplirlo (azul).

Los resultados sugieren que todos los modelos cumplirían el criterio para 40 años de operación de la planta en la pared exterior de la cámara de vacío y, casi todos, también en el puerto superior vertical (color negro). Los problemas principales se presentan en el blindaje de Eurofer que por lo tanto no podría ser un componente permanente de planta, sino que habría de ser sustituido al cabo de unos 10 años (color verde) o 20 años (color azul) en la mejor de las hipótesis planteadas (modelo 8.3). Esto significa que sí cumplirían con el funcionamiento permanente de un DEMO1 (6 FPY).

Para una planta de potencia, una alternativa al blindaje de Eurofer consistiría en utilizar el carburo de tungsteno como HTS y un hidruro metálico como LTS (modelos 10.1 y 10.2), aunque queda pendiente un análisis de las prestaciones de estos materiales en cuanto a los efectos de la radiación en la estructura. Esta opción también sería la mejor para la vida útil de la pared interior de la cámara de

vacío (color negro) aunque otras opciones se acercan bastante a los límites de producción de helio (color azul). Todos los modelos de blindajes, puertos y paredes de la cámara de vacío cumplirían con el límite a 6 años de operación a plena potencia (para un DEMO1), excepto las primeras tres versiones para la pared interior de la cámara de vacío que quedan descartadas como posibles opciones de reactor de demostración.

Tabla 6.11 Producción de helio (en appm He/año y para 40 años, Full Power Years) en el Blindaje, las Paredes y el Puerto de la Cámara de Vacío, en los diferentes modelos estudiados.

modelo	Blindaje (LT)		Pared interna VV		Pared Externa VV		UPP	
	appm He/yr	*40FPY	appm He/yr	*40FPY	appm He/yr	*40FPY	appm He/yr	*40FPY
1	0,191	7,633	0,475	18,985	0,01	0,394	0,107	4,267
2	0,146	5,820	0,300	11,994	0,002	0,075	0,094	3,755
3	0,146	5,837	0,291	11,644	0,002	0,069	0,090	3,581
4	0,142	5,674	0,049	1,962	0,0003	0,012	0,007	0,297
5	0,142	5,697	0,055	2,195	0,001	0,027	0,003	0,126
6	0,142	5,681	0,048	4,952	0,0005	0,019	0,002	0,061
7	0,194	7,762	0,041	1,658	0,0005	0,019	0,002	0,099
8.1	0,122	4,874	0,046	1,855	0,001	0,027	0,002	0,090
8.2	0,122	4,884	0,038	1,513	0,0005	0,018	0,001	0,041
8.3	0,063	2,523	0,141	5,649	0,004	0,164	0,001	0,057
10.1	-	-	0,015	0,596	0,00043	0,017	0,00003	0,001
10.2	-	-	0,014	0,548	0,00034	0,013	0,00002	0,00093
10.3	-	-	0,053	2,128	0,00085	0,034	0,00004	0,002

Como se hizo anteriormente para los otros parámetros, también en este caso se ha evaluado la distribución espacial de la producción de helio en acero utilizando una malla rectangular alrededor del plano ecuatorial y las reacciones de producción de helio, MT 206 y 207.

Las figuras 6.30, 6.31 y 6.32 muestran en detalle el resultado de la distribución de la producción de helio en el blindaje y la cámara de vacío tanto en la parte interior (*inboard*) como exterior (*outboard*) para algunos de los modelos analizados anteriormente (1, 5, 8.1, 10.1 y 10.3). Se observa que los valores en algunos puntos situados en el plano ecuatorial son, en algunos casos, considerablemente más altos que el valor global de la tabla 6.11. Por ejemplo, en el **blindaje** de las versiones 5 y 8.1 (de 315 a 345 cm) la producción de helio, cuyo valor global es de 0,12 - 0,14 appm He/año, llega hasta 0,4 en la zona interior del plano ecuatorial (figura 6.31); en la pared interior de la **cámara de vacío** (de 290 a 300 cm) se llega hasta 0,12 - 0,08 appm He/año cuando el valor integral estaba alrededor de 0,05.

Por contrario, el valor máximo en el plano ecuatorial (figura 6.32) de la **cámara de vacío** del modelo 10.1 es inferior (siendo 0,004 en el IB y 0,008 en el OB) al valor global (0,015). Esto es debido probablemente a que el valor de pico no se encuentra en el plano ecuatorial sino en la zona detrás del divertor. Para el modelo 10.3, de forma parecida pero menos pronunciada, los valores máximos IB y OB en la primera pared de la cámara de vacío son 0,05 en el IB y 0,008 en el OB, ambos inferiores al valor global 0,053.

Por tanto se podría decir que la previsión de tabla 6.11 para los modelos 10.1 y 10.3 es correcta así que el modelo 10.1 podría utilizarse como planta de potencia funcionando durante 40 años, mientras que la cámara de vacío del modelo 10.3 aguantaría menos de 20 años a plena potencia siendo utilizable para un régimen pulsado o para un reactor de demostración. Para los modelos 5 y 8.1 la previsión necesitaría ser ajustada de acuerdo con los valores puntuales de los mapas, siendo viable su funcionamiento durante unos 10 FPY para la cámara de vacío y 3 FPY para el blindaje de baja temperatura que por tanto debería ser sustituido junto con la envoltura.

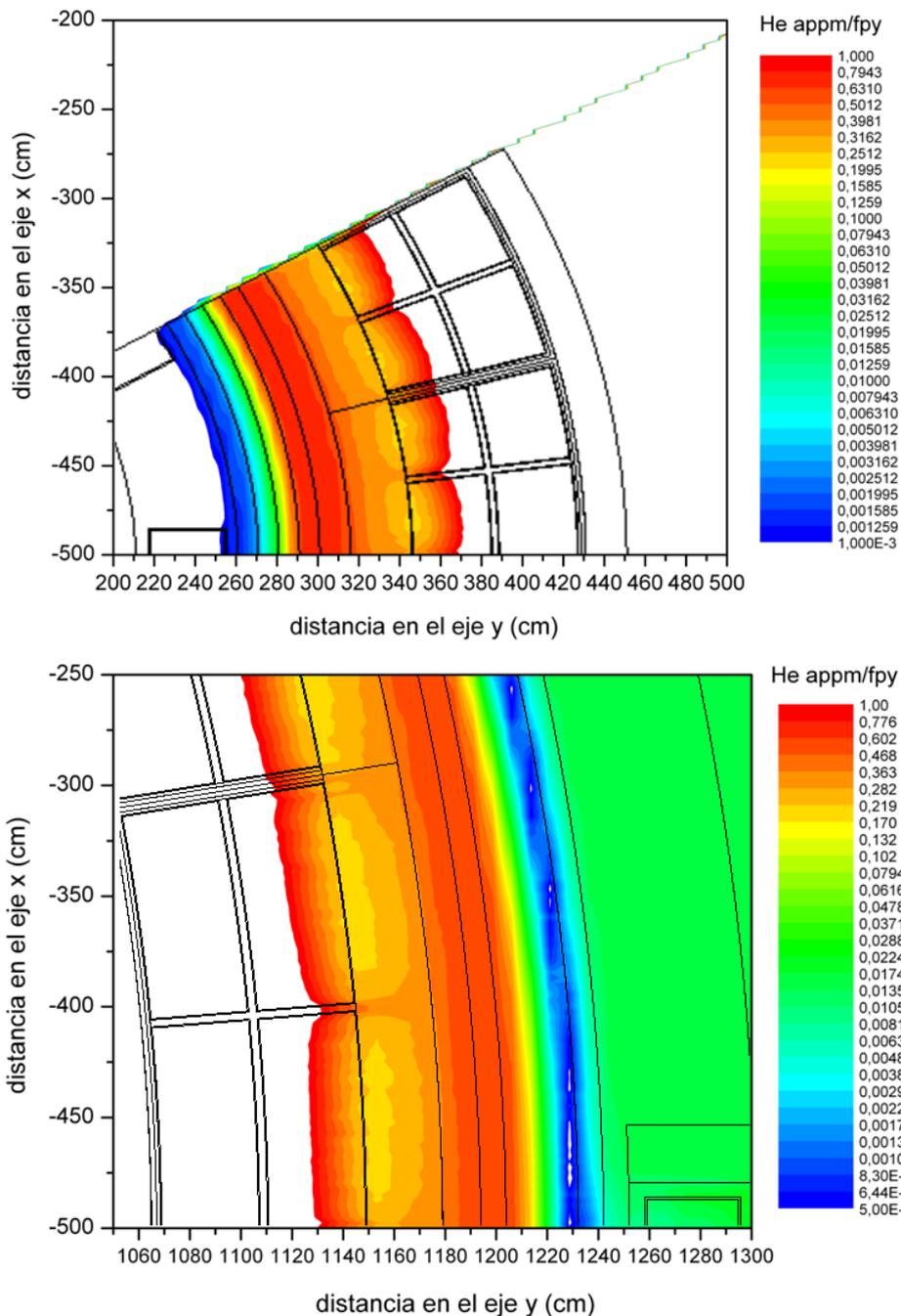


Figura 6.30 Mapas de producción de helio (appm helio/fpy) en acero en el blindaje y en la cámara de vacío del modelo inicial (modelo 1), en el plano ecuatorial de los módulos *inboard* (arriba) y *outboard* (abajo).

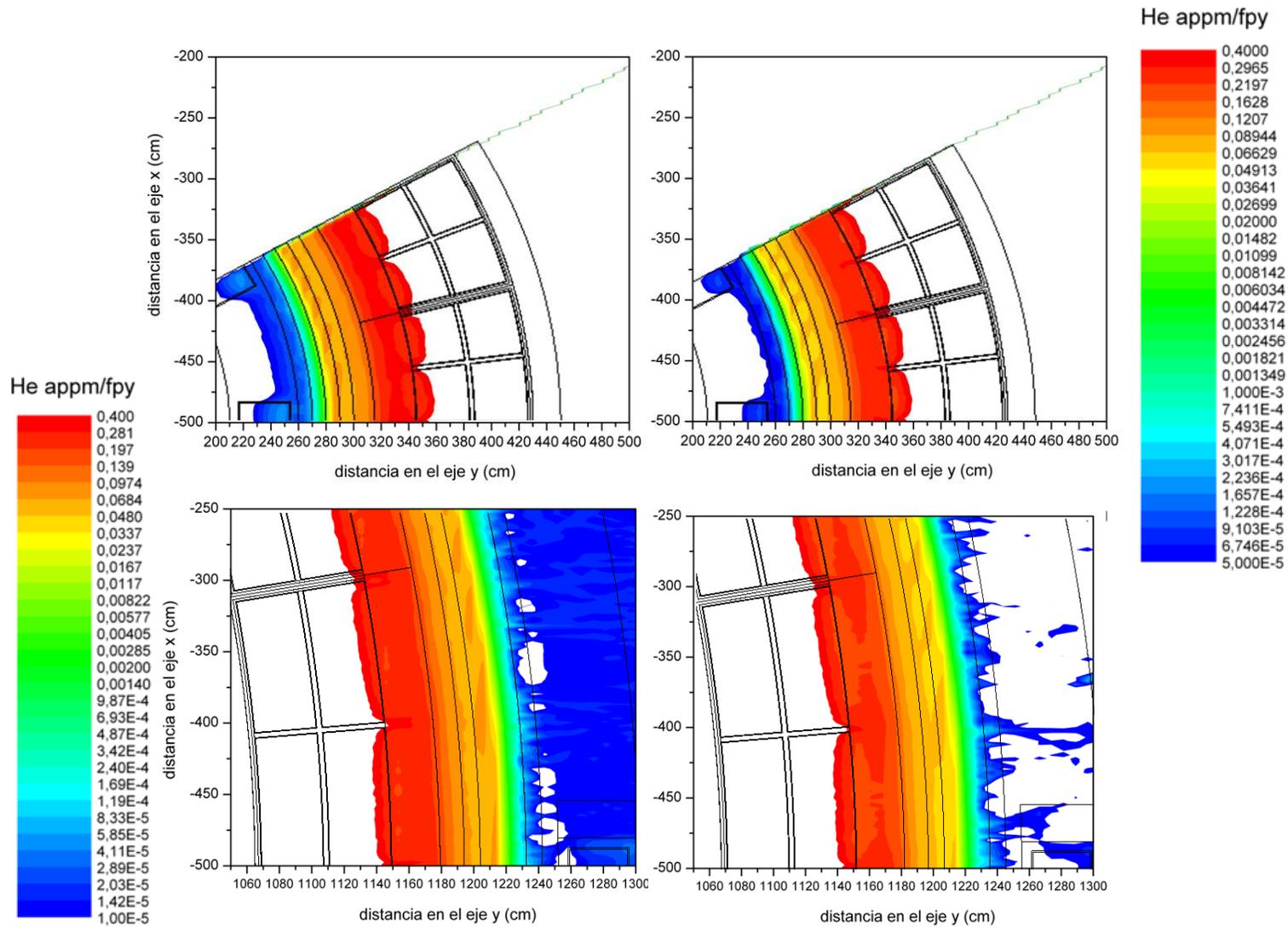


Figura 6.31 Comparación de los valores de producción de helio (appm helio/fpy) en el blindaje y en la cámara de vacío para los modelos 5 (izquierda) y 8.1 (derecha), en el plano ecuatorial de los módulos *inboard* (arriba) y *outboard* (abajo).

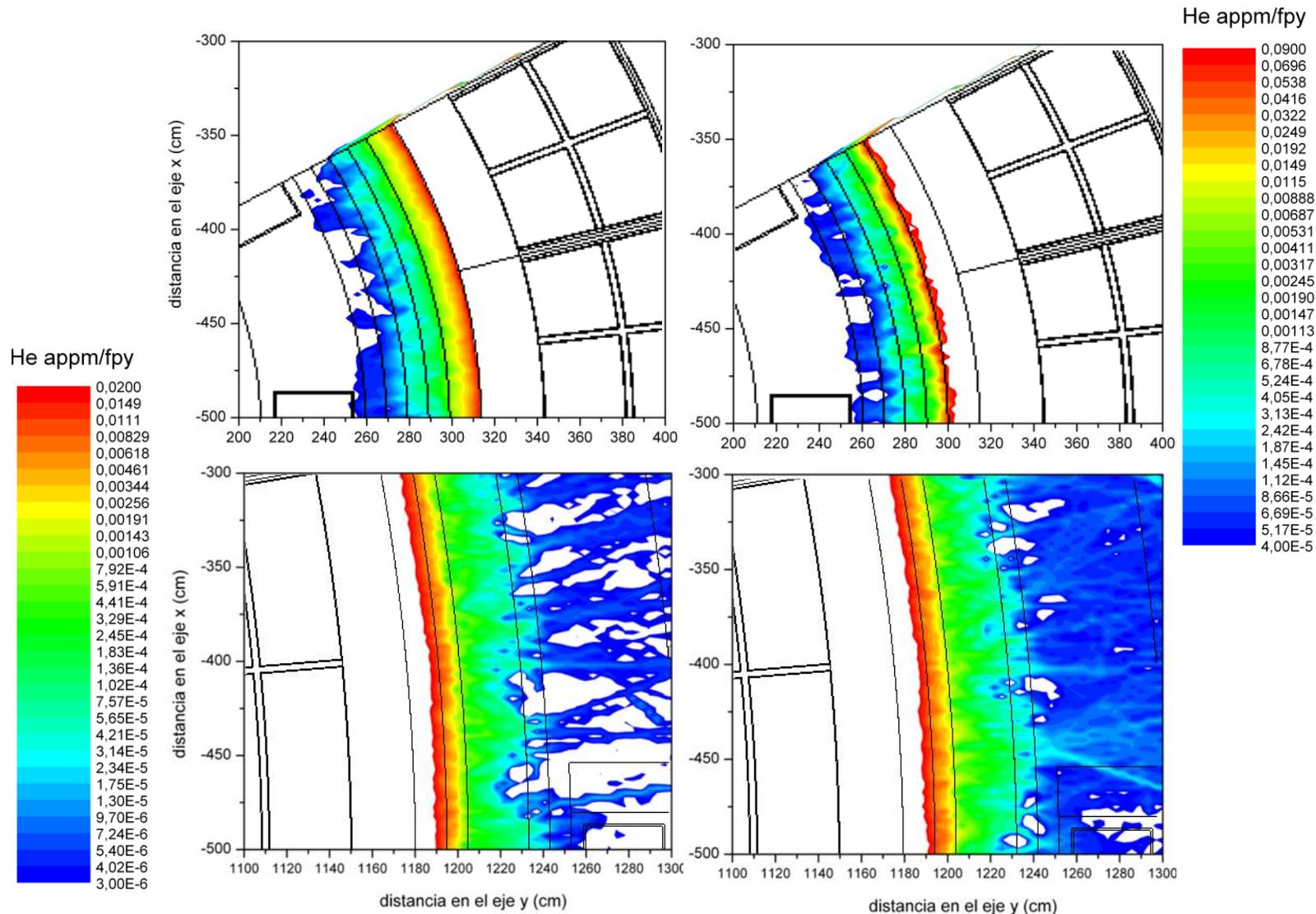


Figura 6.32 Comparación de los valores de producción de helio (appm helio/fpy) en el acero de la cámara de vacío para los modelos 10.1 (izquierda) y 10.3 (derecha), en los módulos *inboard* (arriba) y *outboard* (abajo).

Además de los cálculos que se acaban de exponer, se ha evaluado la producción de helio y el daño por desplazamiento en la primera pared del reactor (siendo igual para todos los modelos) cuyos resultados para 1 año de funcionamiento y a 5 años (el tiempo de funcionamiento estimado para una envoltura antes de que sea remplazada), se muestran en la tabla 6.12.

Tabla 6.12 Producción de helio (en appm He) y daño por desplazamiento (en dpa) para 1 año y 5 años de operación a plena potencia (Full Power Years) y rateos helio/dpa, para la primera pared del módulo exterior y del módulo interior.

Primera Pared	appm He		dpa		He/dpa
	FPY	*5FPY	FPY	*5FPY	
Exterior (OB)	110,53	552,66	14	70	7,89
Interior (IB)	73,71	368,53	10,4	52	7,08

Asumiendo que los aceros ferríticos serán capaces de operar hasta valores de daño de 150-200 dpa [170], el material estructural de la primera pared tendría una vida útil de más de 10 años, lo cual mejoraría el resultado de otro estudio realizado previamente en el marco del proyecto TECNO_FUS sobre el modelo *simplificado* [171]. Mientras que si se aceptan los límites más recientes de 50-70 dpa [165] sería necesario sustituir las envolturas cada 5 años (FPY) aproximadamente, que para un escenario DEMO1 pulsado, equivaldría a 16 años naturales.

6.4.3 Daño por desplazamiento en el acero estructural y en el estabilizador de cobre de la bobina de campo toroidal

Cuando los neutrones interactúan con los átomos de un material, pueden transferir parte de su energía cinética mediante colisiones elásticas o inelásticas [172]. Si la energía proporcionada al átomo es mayor que su energía de desplazamiento, el átomo abandonará su posición de equilibrio dejando una vacante. El átomo desplazado se conoce como átomo primario de retroceso (*primary knock on atom*, PKA). Si el átomo posee energía cinética suficiente puede causar ulteriores desplazamientos a lo largo de su trayectoria, denominados desplazamientos secundarios, y a su vez, estos pueden causar desplazamientos terciarios. La formación de PKA, secundarios y terciarios se conoce como cascada de daño. Cuando el PKA no tiene energía suficiente a crear otros desplazamientos, pierde rápidamente la restante energía por repulsión electrostática y queda absorbido en una vacante existente o se queda fuera de la vacante y crea un intersticial. La cascada de daño es responsable de la mayoría del daño durante la irradiación con partículas pesadas (neutrones rápidos o átomos pesados) [173].

Para cuantificar el daño por desplazamiento una de las técnicas más empleada consiste en calcular el número de desplazamientos por átomo (DPA) a través del método Kinchen-Pease modificado por Norgett, Robinson y Torrens (NRT).

Kinchen y Pease propusieron un método para estimar el número de pares Frenkel, es decir, pares estables (no inmediatamente recombinantes) de defectos (intersticiales y vacantes) N_d que se generan a partir de un PKA de energía E_{dam} :

$$N_d E = \frac{E_{dam}}{2E_d}$$

donde E_{dam} es la energía disponible para generar un desplazamiento atómico por colisión elástica y E_d es la energía umbral para desplazar los átomos y formar un par de Frenkel.

La energía E_d no es simplemente la suma de la energía de formación de la vacante y la intersticial sino un valor mucho mayor ya que incluye la barrera de energía que el sistema atómico tiene que superar para llegar a la configuración estable que pueda contener los dos defectos. Para muchos materiales y para el hierro en particular el valor recomendado es $E_d = 40\text{eV}$ (apreciablemente mayor que $E_{Frenkel} \sim 6\text{ eV}$).

Norgett, Robinson y Torrens (NRT) [174] propusieron una estimación más precisa:

$$N_d E = \begin{cases} 0; & E_{dam} < E_d \\ 1; & E_d < E_{dam} < 2.5E_d \\ \frac{kE_{dam}}{2E_d}; & E_{dam} > 2.5E_d \end{cases}$$

donde K es la eficiencia de desplazamiento y es un valor constante (0,8) independiente de la energía de PKA, el material o su temperatura.

A esta cantidad se le da confusamente el nombre de "NRT dpa", aunque dpa realmente no es el número de átomo desplazados, sino el número de pares Frenkel producidos. Este es un método de cálculo sencillo y macroscópico, mientras que métodos microscópicos más completos requieren largas simulaciones de dinámica molecular.

Utilizando el código MCNP, el método NRT se traduce, tal como explicado por Hogenbirk [175], en aplicar la ecuación:

$$\text{tasa de daño } dpa/fpy = \Phi \frac{n}{cm^2s} * \sigma_{dpa} b * 10^{-24} \frac{cm^2}{b} * 3.1557 * 10^7 \left[\frac{s}{fpy} \right]$$

donde, Φ es la tasa de fluencia neutrónica:

$$\Phi \frac{n}{cm^2s} = \text{tally F4} \frac{n}{cm^2} * \text{fuente} \left[\frac{n}{s} \right]$$

y σ_{dpa} es la sección eficaz de desplazamiento:

$$\sigma_{dpa}[b] = \frac{0.8 * E_{dam}[b * MeV]}{2E_d[eV]}$$

siendo E_{dam} [MeV*b] la energía de daño (disponible en MT=444) y E_d [eV] la energía umbral para desplazar el átomo en el látex (por ejemplo, 40 eV para Fe).

En el código de simulación MCNP todo esto se traduce en multiplicar los resultados del *tally* F4 (fluencia) por la sección eficaz de desplazamiento (número de reacción 444) para la celda y material elegidos y por el factor de normalización correspondiente. Por ejemplo, para el cálculo en la celda 1 de material 7 (Eurofer) con una fuente de $1,23 \times 10^{21}$ n/s ($1,025 \times 10^{20}$ n/s para el sector de 30° considerado), sería:

```
f4:n 1
fm4 3.2289E+7 7 444
```

De esta forma se han obtenido los resultados de daño por desplazamiento en los componentes de Eurofer (blindaje), en las mezclas de acero austenítico (paredes de la cámara de vacío) y en el estabilizador de cobre de la bobina. Los resultados para los modelos que representan evoluciones relevantes, ya que han implicado el uso de materiales y configuraciones muy distintas entre ellas, se muestran en las tablas 6.13 y 6.14.

Tabla 6.13 Daño por desplazamiento (en dpa/año y para 40 años, Full Power Years) y rateos helio/dpa en el acero del Blindaje y de las paredes de la Cámara de Vacío, en algunos de los modelos estudiados.

modelo	Blindaje (LT)			Pared interna VV			Pared Externa VV		
	dpa/yr	*40FPY	He/dpa	dpa/yr	*40FPY	He/dpa	dpa/yr	*40FPY	He/dpa
1	0,152	6,10	0,79	4,67E-02	1,87	10,2	6,22E-04	2,49E-02	16,08
5	0,158	6,32	1,11	3,54e-02	1,42	1,55	8,54E-05	3,42E-03	11,71
8.3	0,0168	0,672	0,26	1,66e-02	0,66	8,49	3,47e-04	1,39e-02	11,53
10.1	-	-	-	1,13e-02	0,45	1,33	8,19e-05	3,27e-03	5,25
10.3	-	-	-	1,16e-02	0,46	4,57	1e-04	4e-03	8,50

Tabla 6.14 Daño por desplazamiento (en dpa/año, para 40 y para 6 años, Full Power Years) en el estabilizador de cobre de la bobina de campo toroidal para algunos de los modelos estudiados.

modelo	Bobina		
	dpa/yr	*6FPY	*40FPY
1	4,94E-04	2,96E-03	1,98E-02
5	9,51E-06	5,71E-05	3,80E-04
8.3	3,27e-05	1,96E-04	1,31e-03
10.1	9,36e-06	5,62E-05	3,74e-04
10.3	1,21e-05	7,26E-05	4,85e-04

Si se tiene en cuenta el valor límite recomendado para el estabilizador de cobre de la Bobina, 1×10^{-4} dpa de pico, resulta que solo tres modelos (en color azul), de los analizados en la tabla 6.14, se acercarían a este límite después de 40 años de operación de una planta de potencia. Para un escenario DEMO1 (6 FPY de irradiación), los tres modelos en negrita y color negro cumplirían el límite y el de color azul estaría muy cerca de cumplirlo. Los modelos en negro además cumplirían si consideráramos una ampliación hasta alrededor de 10 años de operación a plena potencia.

Una comparación visual entre los modelos 1, 5 y 10.1 del daño producido en toda la zona exterior, en el plano ecuatorial de todo el reactor, desde la primera pared hasta la bobina de campo toroidal, se muestra en la figura 6.33.

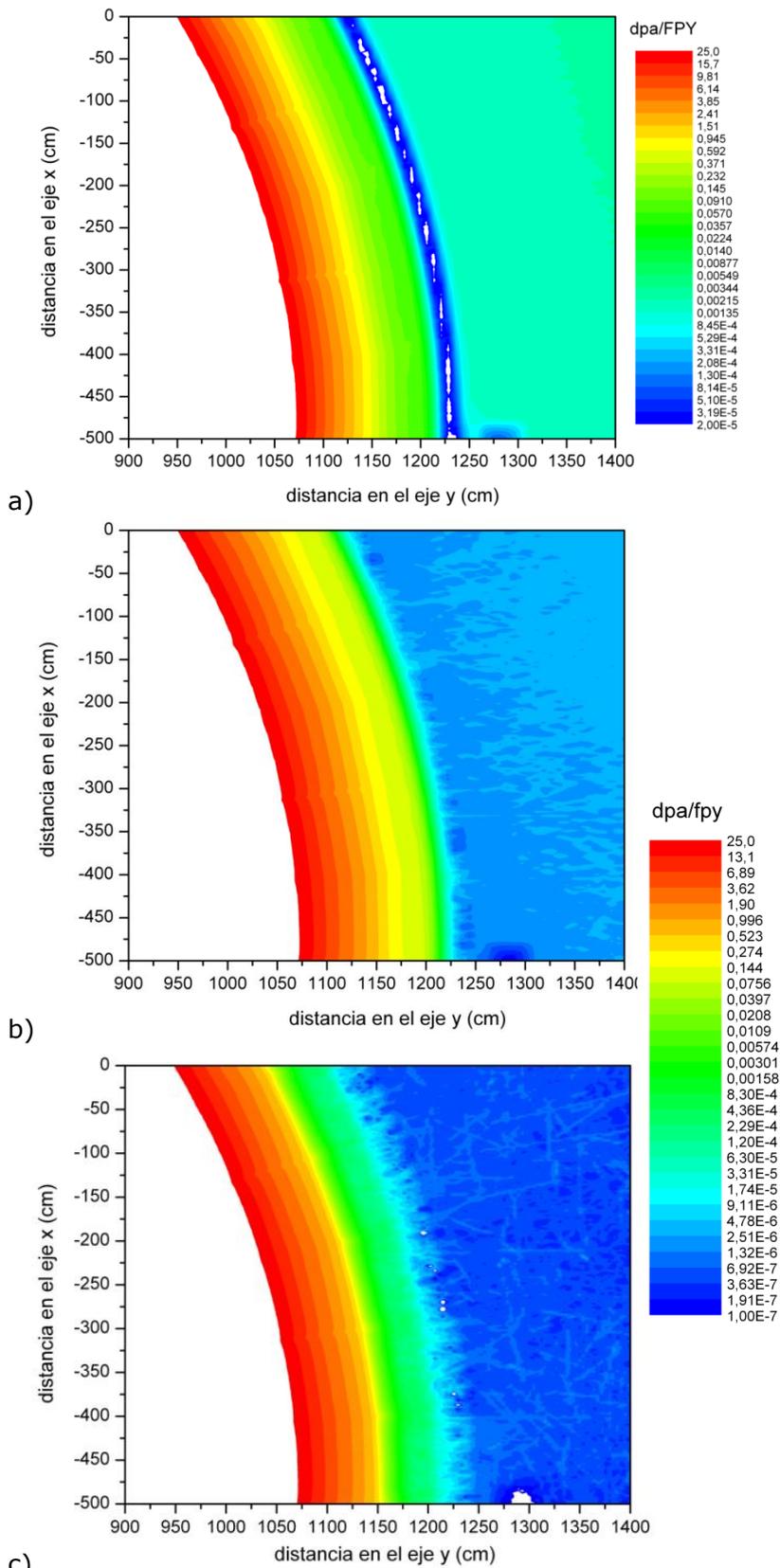


Figura 6.33 Comparación de los valores de dpa/fpy en acero para los modelos 1 (a), 5 (b) y 10.1 (c), en una sección horizontal de los módulos *outboard*. Los últimos 2 modelos utilizan la misma escala.

Para tener información sobre el pico de daño en el estabilizador de cobre se han calculado los mapas de daño utilizando un mallado (con el mesh tally *rmesh1*)

alrededor del plano ecuatorial de la bobina, como se muestra en las figuras 6.34 (a-d) para la zona OB, y (e-h) para la zona IB.

Los valores globales en todo el componente y los valores de pico en el estabilizador de cobre (el cuadrado más interno de la bobina) extrapolados de los mapas de daño se resumen en la tabla 6.15.

Tabla 6.15 Daño por desplazamiento (en dpa/año, para 6 y para 40 años, Full Power Years) en su valor global y como valores de pico en el lado interior (IB) y exterior (OB) extrapolados a partir de los mapas de daño calculados en la bobina de campo toroidal para algunos de los modelos estudiados.

modelo	Valor global	Pico en el mapa OB			Pico en el mapa IB		
	dpa/año	dpa/año	x 6FPY	x 40FPY	dpa/año	x 6FPY	x 40FPY
1	4,94E-04	5,8E-4	3,48E-03	2,32E-02	4E-5	2,40E-04	1,6E-3
5	9,51E-06	7E-7	4,20E-06	2,80E-05	1,54E-5	9,24E-05	6,16E-04
10.1	9,36E-06	3,36E-07	2,02E-06	1,34E-05	2,86E-06	1,72E-05	1,14E-04
10.3	1,21E-05	4,59E-07	2,75E-06	1,84E-05	4,46E-06	2,68E-05	1,78E-04

Se puede observar que el valor de pico no está siempre en el mismo punto debido a que en algunos casos (modelo 1) la máxima irradiación se encuentra en la zona OB cercana al UPP (tal como se vió en el estudio de potencia depositada, figuras 6.25). En el modelo 5 se observa un máximo en el plano ecuatorial IB, y en los modelos 10.1 y 10.3 el máximo estaría cerca del divertor con lo cual el valor global es más alto que el valor en el plano ecuatorial IB (los valores máximos para cada modelo se indican en color rojo).

De acuerdo con los resultados obtenidos, los modelos 5, 10.1 y 10.3 cumplirían con un escenario DEMO1 (6 años de irradiación), lo que no ocurre para el primer modelo. Para el escenario de planta de potencia (40 años de funcionamiento a plena potencia) los modelos 10.1 y 10.3 estarían muy cerca de cumplir el límite de 1×10^{-4} dpa (menos en la zona del divertor).

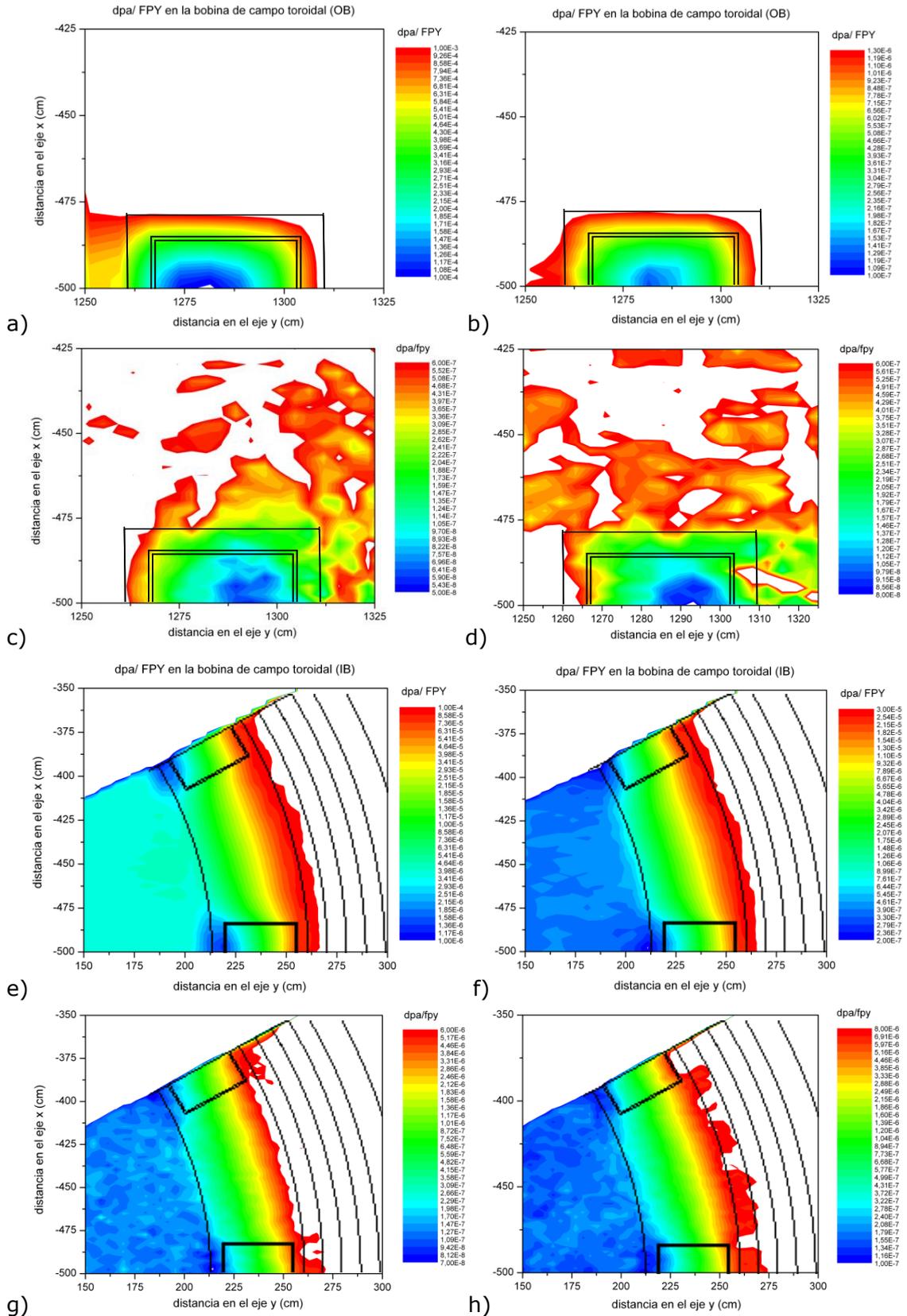


Figura 6.34 Mapas de daño (dpa/FPY) calculados en la bobina de campo toroidal para algunos de los modelos estudiados: 1 (a), 5 (b), 10.1 (c) y 10.3 (d) en la zona OB; 1 (e), 5 (f), 10.1 (g) y 10.3 (h) en la zona IB.

Por último, como ejemplo de la variación poloidal de los dpa en toda la estructura, la figura 6.35 muestra un mapa de daño en una sección vertical del modelo 10.3. Se observa que los valores más elevados se encuentran en la zona inferior de la bobina y de la cámara de vacío, y en la zona interior (*inboard*) de ambas.

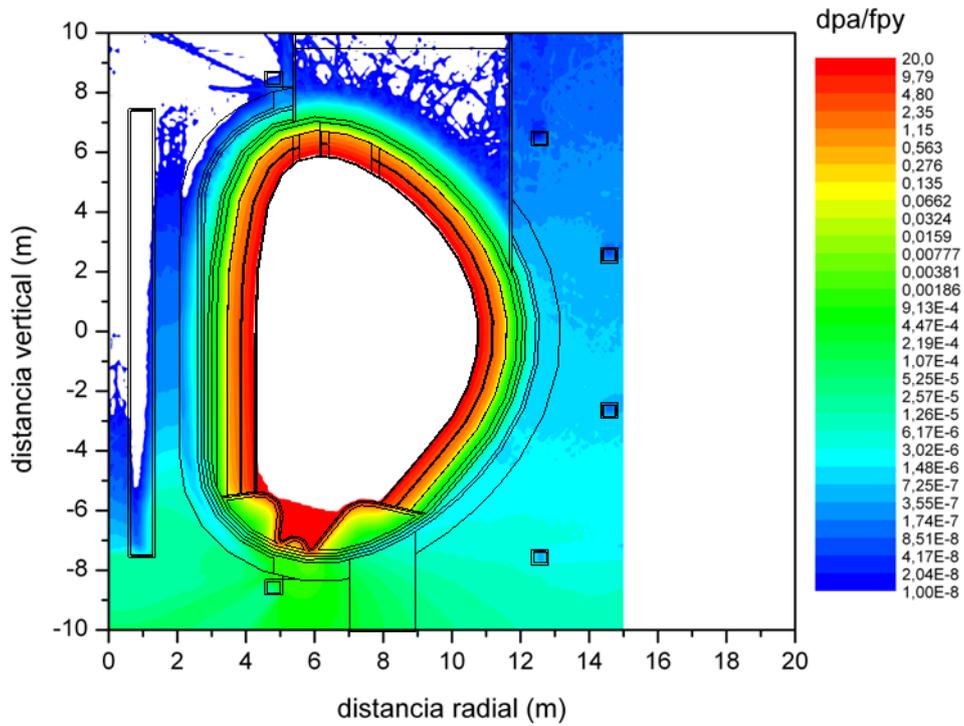


Figura 6.35 Mapas de daño (dpa/FPY) que muestra su variación poloidal en un plano vertical de todo el reactor para el modelo 10.3.

6.4.4 Discusión

Tras el análisis de los distintos modelos, en los que se han empleado diferentes materiales para los componentes más implicados en la respuesta del reactor frente a la radiación, se ha observado mejor comportamiento bajo irradiación en la configuración 10.1 que utiliza hidruro de zirconio como blindaje de baja temperatura y carburo de tungsteno como blindaje de alta, teniendo además una capa de tungsteno en la primera pared de la cámara de vacío.

Estos materiales, aunque más costosos y avanzados respecto al estado actual de la tecnología, permitirían un funcionamiento del reactor durante 40 años a plena potencia, es decir se podrían considerar como opción para una futura planta de potencia comercial. Tal elección sería la única, según el análisis realizado para este diseño, capaz de aguantar la irradiación correspondiente a un reactor con la potencia de un DEMO pero funcionando en régimen continuo durante 40 años y bajo las restricciones establecidas recientemente para las bobinas que confinan el plasma mucho más estrictas que las utilizadas para reactores más pequeños, como ITER.

Para un reactor de demostración tipo DEMO - que según el reciente planteamiento europeo, más pragmático que los anteriores, debería operar bajo un régimen de operación pulsado y se debería basar en tecnologías existentes - serían viables varias de las opciones planteadas en el presente trabajo: algunas más conservadoras, como la 5 que utiliza un blindaje de Eurofer y una cámara de vacío de acero y agua, y otras más avanzadas, como la 8.1 que sustituye parte del Eurofer por carburo de tungsteno para el blindaje de alta temperatura, o la 10.3 que además utiliza hidruro de zirconio como blindaje de baja temperatura. Ninguna de estas opciones utiliza tungsteno o carburo de tungsteno en la cámara de vacío que por lo tanto sería más sencilla de construir (solo acero y agua). De acuerdo con lo mostrado en los apartados anteriores, estas opciones también se podrían plantear en algunos casos como plantas comerciales durante 40 años pero con una disponibilidad inferior al 50% (es decir menos de 20 años FPY).

Los resultados obtenidos han mostrado la necesidad de un blindaje horizontal en el puerto vertical de la cámara de vacío para cualquier régimen de operación, resultando suficiente un blindaje de agua y acero, para ambos escenarios: DEMO y planta comercial.

Así mismo, el blindaje del reactor podría haberse mejorado utilizando también materiales más tradicionales pero aumentando los espesores a costa del espesor de la zona regeneradora, gracias a las elevadas prestaciones de regeneración de tritio de esta última.

7 CONCLUSIONES Y PERSPECTIVAS

El presente trabajo se ha centrado en la optimización neutrónica de un reactor de fusión de doble refrigerante helio/litio-plomo, DCLL (*Dual Coolant Lithium-Lead*), para que pueda operar bajo las condiciones de irradiación correspondientes a un reactor de demostración tipo DEMO y las de una futura planta de potencia comercial. El objetivo principal ha sido obtener valores para los parámetros críticos que garanticen el cumplimiento de los requisitos necesarios para que el sistema sea viable y eficiente. Tal como se ha discutido ampliamente en los capítulos 5 y 6, tales requisitos son fundamentalmente la autosuficiencia en tritio, el mantenimiento de la superconductividad de las bobinas de campo toroidal que confinan el plasma y la estabilidad estructural de los componentes de acero.

La metodología empleada ha sido fruto de un largo período de trabajo tanto con los códigos de procesado de la geometría como de simulación del transporte, de activación y de dispersión atmosférica de efluentes; ha necesitado el desarrollo de distintas herramientas para la simplificación geométrica y para la simulación de la fuente de neutrones; y, por último, pero no menos importante, ha sido utilizada y validada parcialmente en distintos ejercicios europeos de comparación, tanto en cuanto a la valoración de las herramientas de procesado, como a la implementación de los métodos computacionales y la interacción entre ambos.

Se ha tratado el diseño inicial 3D con los programas CATIA y MCAM para simplificar la geometría y adaptarla a las necesidades de la simulación del transporte de radiación mediante el código de Monte Carlo, MCNP.

Para que la interacción entre el software de diseño 3D, CATIA v5, y el software de conversión de la geometría para MCNP, MCAM, fuese lo más rápida y eficiente posible de cara al proceso iterativo de optimización neutrónica, se ha desarrollado una macro EXCEL (en la fase inicial de optimización de un diseño neutrónico *simplificado*) y, posteriormente, un programa en Visual Basic (para los cambios finales sobre un modelo neutrónico *detallado*) que permiten introducir parámetros de diseño y adaptar la geometría a las necesidades resultantes tras las simulaciones.

Para simular el término fuente, se ha escrito una subrutina en fortran que muestrea la distribución espacial de la fuente de neutrones de 14 MeV de un plasma de fusión en un Tokamak, utilizando las ecuaciones de distribución de densidad neutrónica determinadas por las superficies magnéticas del plasma.

El modelo de partida se ha diseñado utilizando las especificaciones del plasma del modelo C del PPCS (*European fusion power plant conceptual study*) de 2005, adoptando además los mismos materiales funcionales y estructurales para la envoltura regeneradora. La estructura radial, es decir, los espesores de los componentes, así como los materiales utilizados para el blindaje y la cámara de vacío, se han establecido de forma independiente, optimizando el diseño de partida sobre la base de los resultados proporcionados por los análisis neutrónicos.

La optimización del diseño inicial se ha realizado primero sobre un modelo *simplificado* constituido por capas concéntricas cuya estructura detallada se ha sustituido por la composición porcentual de los materiales correspondientes. Los cálculos realizados con esta simplificación han permitido subsanar algunos fallos del diseño adoptado inicialmente, realizando repetidas variaciones de forma más rápida de la que se habría podido conseguir utilizando un diseño detallado.

Una vez conseguido un diseño *simplificado* óptimo en sus propiedades neutrónicas, es decir, que cumpliera con los requerimientos esenciales de funcionamiento del reactor, se ha procedido, en una segunda fase, a calcular las funciones respuesta sobre un modelo *detallado*. El objetivo en esta fase ha sido verificar que los detalles del diseño no modificaban de manera drástica el comportamiento neutrónico optimizado del modelo final *simplificado* o, en caso de no cumplirse los requerimientos deseados, establecer las bases para seguir con la optimización del diseño hasta la consecución de los mismos.

Tal como se detalla en las secciones 5.2, 5.3.1, 5.3.4, 6.2.5, 6.3 y 6.4, tanto para el modelo *simplificado* como para el modelo *detallado*, los problemas más relevantes se han encontrado a la hora de optimizar la cámara de vacío y el blindaje para prevenir los efectos de la radiación sobre las bobinas de campo toroidal (*TF coils*) de acuerdo con los límites de radiación recomendados.

De hecho, y habiéndose producido un cambio radical en las recomendaciones europeas (en 2013) sobre los límites de radiación en las bobinas, esto ha obligado a realizar modificaciones adicionales en el diseño del sistema de blindaje del modelo *detallado* aunque la optimización previa había permitido cumplir las recomendaciones utilizadas hasta entonces.

Los cambios realizados en la geometría y en los materiales moderadores y absorbentes han permitido mejorar los resultados en cuanto a densidad de potencia depositada, fluencia neutrónica y daño por desplazamiento en los distintos elementos de la bobina de campo toroidal, respuestas que determinan si se superan o no los límites de extinción de campo (*quenching*) en este componente esencial para el confinamiento magnético. Además, se han analizado otros criterios que permiten estimar la vida útil de la máquina, tales como la producción de helio y el daño en acero que se utilizan para evaluar si se mantiene la integridad de los materiales estructurales.

Los resultados muestran que varios de los modelos desarrollados (de la versión 5 a la 10.3) cumplen con los requerimientos analizados si se considera un escenario de irradiación de un DEMO pulsado (equivalente a 6 *Full Power Years*) como el que se ha planteado en la última hoja de ruta europea para la fusión (Programa Horizonte 2020). Además, algunos modelos (de la versión 10.1 a 10.3) podrían funcionar en un régimen de operación de una planta comercial aunque con disponibilidad menor del 50% (es decir 40 años al 50% que son 20 FPY, y al 30% que son 12 FPY). Y entre estos modelos más avanzados, dos de ellos (modelos 10.1 y 10.2), que utilizarían hidruro de zirconio o de titanio como blindaje de baja temperatura (además de carburo de tungsteno en el de alta, y una capa de tungsteno en la primera pared de la cámara de vacío) serían capaces de operar a pleno régimen durante 40 años en un escenario de irradiación de planta comercial, quedando aún

por resolver el blindaje del estabilizador de cobre de la bobina cuyo daño ha resultado ligeramente mayor que el límite recomendado.

Para todos los modelos *detallados* se ha conseguido una tasa de regeneración de tritio suficiente para garantizar la autosostenibilidad del reactor. Sin embargo y a falta de un análisis estructural que podría mostrar la necesidad estructural de más cantidad de acero en los enormes módulos en forma de banana (y por lo tanto menos metal líquido que regenere tritio) ha parecido preferible ser conservadores y considerar un material regenerador enriquecido al 90% en ${}^6\text{Li}$. Con este valor de enriquecimiento se ha conseguido un TBR de entre 1.22 y 1.19, aunque con un 50% en ${}^6\text{Li}$ ya se conseguiría lograr la autosuficiencia en combustible.

Las funciones respuesta analizadas se han calculado no solamente como valores globales sino también como distribuciones poloidales, radiales y como mapas de distribución espacial en un plano horizontal (a la altura del plano ecuatorial) y en un plano vertical que abarcasen todo el reactor.

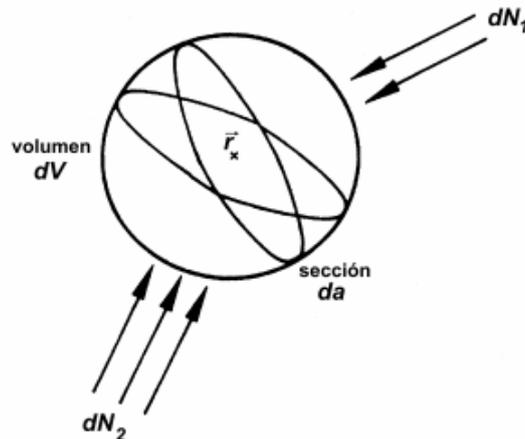
Tales distribuciones se han utilizado como datos de entrada para otras actividades del proyecto TECNO_FUS en el cual se enmarca este trabajo, como son los análisis de mecánica de fluidos, de MHD y de dinámica de solutos. Confluyendo en esta última actividad, durante los próximos 4 años se va a participar con tareas de neutróica en un Plan Nacional dirigido al estudio de isótopos del hidrógeno en metales líquidos para fusión.

Además, los resultados de distribución poloidal de la potencia depositada y de la producción de tritio se consideran de gran utilidad a la hora de convertir el diseño de envolturas en forma de "banana" aquí adoptado a un diseño con envolturas modulares donde a cada módulo se le pueda atribuir un espesor distinto en función de su eficiencia de conversión de calor y producción de tritio. Asimismo estos análisis se pueden considerar como un estudio previo para las actividades recién establecidas del programa europeo EUROfusion para los próximos 4 años, en las cuales se está colaborando para el diseño de un DEMO pulsado con envolturas DCLL modulares.

APÉNDICES

I. Magnitudes de interés

Repasamos a continuación algunos conceptos y magnitudes de interés relativos a la interacción de las partículas con la materia.



Si N es el número de partículas incidentes sobre una esfera de sección eficaz da y N^* es el valor esperado del número de partículas emitidas por una fuente durante un tiempo dt tendremos:

a) Flujo (flux)

Es el número de partículas emitidas, transferidas o recibidas en un segundo

$$\dot{N} = \frac{dN}{dt} \text{ (s}^{-1}\text{)}$$

b) Intensidad de la fuente (source strenght)

$$B = \frac{dN^*}{dt} \text{ (s}^{-1}\text{)}$$

c) Fluencia de partículas Φ (fluence)

La fluencia, Φ , se define para cualquier tipo de radiación según ICRU-60 (1998) como:

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

donde dN es el número de partículas (fotones, electrones, neutrones, etc.) que inciden sobre una esfera cuya sección eficaz tiene un área da . La definición de la fluencia mediante una esfera de sección eficaz da considera dicha área perpendicular a la dirección de cada partícula de forma que la fluencia es independiente del ángulo de incidencia (véase figura arriba).

La **fluencia** es la primera magnitud de referencia empleada para la calibración de detectores, monitores de área, dosímetros personales, espectrómetros debido a que es una magnitud físicamente medible. Las unidades son cm^{-2} , es decir

partículas por unidad de área. Cuando el campo de radiación no es monoenergético, se define la distribución energética diferencial $\Phi_E(E)$, o **espectro de fluencia**, como:

$$\Phi_E = \frac{d\Phi(E)}{dE} \quad (\text{cm}^{-2} \text{ J}^{-1})$$

donde $d\Phi$ es la fluencia de las partículas con energía entre E y $E+dE$. La integral de esta distribución diferencial para todas las energías es, de nuevo, la **fluencia**:

$$\Phi = \int \Phi_E dE$$

d) Flujo de partículas o tasa de fluencia (fluence rate)

$$\dot{\Phi} = \frac{d\Phi}{dt} = \frac{d^2N}{dt da} \quad (\text{cm}^{-2} \text{ s}^{-1})$$

e) Sección eficaz microscópica σ

Para neutrones de energía fija, la probabilidad de que sufran una interacción por unidad de longitud de recorrido es constante. Es habitual expresar esta probabilidad en términos de **sección eficaz microscópica** σ por núcleo para cada tipo de interacción. Tiene unidades de área y tradicionalmente se mide en *barns* (10^{-24} cm^2). Viene a representar la superficie efectiva que ofrece el núcleo para una determinada interacción con el neutrón incidente. No obstante este valor no coincide, ni siquiera aproximadamente con la sección geométrica del núcleo en cuestión, salvo en casos excepcionales. Siendo N el número de núcleos por unidad de volumen, el producto de esta densidad atómica por la sección eficaz microscópica da la **sección eficaz macroscópica**:

$$\Sigma = N\sigma$$

que tiene dimensiones de inverso de longitud. Físicamente representa la probabilidad, por unidad de longitud de recorrido, de que tenga lugar una determinada interacción descrita a través de la sección eficaz microscópica. La suma de todas las secciones eficaces macroscópicas asociadas a cada posible interacción (dispersión elástica, absorción...) da lugar a la **sección eficaz macroscópica total Σ_t** :

$$\Sigma_t = \Sigma_{elast} + \Sigma_{abs} + \dots$$

De modo que si se hace incidir un haz estrecho y paralelo de neutrones a través de un espesor x de medio absorbente la relación de atenuación se puede expresar como:

$$\frac{I}{I_0} = e^{-\Sigma_t x}$$

Por analogía con el caso de las gammas se puede igualmente definir un recorrido libre medio (*mean free path*) λ como el inverso de la sección eficaz macroscópica total. En medios sólidos este λ vale del orden de los cm o menos para neutrones térmicos y unas diez veces más para los neutrones rápidos. No obstante esta atenuación exponencial no es la descripción más adecuada para tratar la interacción de los neutrones con el medio debido a la importancia de la dispersión de estas

partículas. Habitualmente se recurre a métodos de simulación Monte Carlo para analizar el transporte neutrónico.

El producto de la sección eficaz macroscópica con el flujo neutrónico nos dará el número de interacciones por unidad de volumen y de tiempo:

$$R = \Sigma \Phi$$

puesto que estamos multiplicando el número de neutrones que inciden sobre el medio por la probabilidad de que sufran interacciones en él.

II. Interacción de la radiación con la materia

Para desarrollar componentes de un reactor tales como blindajes y materiales regeneradores de isótopos es necesario conocer los mecanismos por los cuales las radiaciones ionizantes interactúan con la materia.

Por la diferencia en su naturaleza los cuatro tipos de radiación (tabla A), presentan características marcadamente diferentes en sus formas de interactuar con la materia, y por esta razón es necesario su tratamiento por separado.

Las partículas con carga eléctrica constituyen radiación *directamente* ionizante, interactúan directamente con la materia a través de las fuerzas coulombianas, y son capaces de originar ellas mismas ionización del medio absorbente. Para las partículas cargadas el *alcance* está bien definido y, por tanto, existe un espesor de material absorbente tal que las frenará totalmente.

La radiación electromagnética obviamente carece de carga eléctrica, constituye radiación *indirectamente* ionizante ya que ella misma no es capaz de originar una cantidad apreciable de ionización en el medio y, en todo caso, son las partículas cargadas secundarias (rayos *delta*) las que son capaces de ionizar el medio. El alcance de la radiación electromagnética en un medio material no está definido, ya que no existe un espesor de material que sea capaz de detener los fotones incidentes. Se habla en este caso de la atenuación de la radiación, ya que los fotones interactúan individualmente, siendo absorbidos o dispersados del haz en un solo evento.

Los neutrones también carecen de carga eléctrica y no sufren la acción de campos eléctricos ni magnéticos. Al igual que la radiación gamma son capaces de atravesar grandes espesores de material. Un neutrón no sufre prácticamente interacción con los electrones del medio absorbente. Cuando un neutrón choca con un núcleo atómico le cede parte de su energía mediante la acción de choques elásticos (se conserva la energía del sistema) en la dispersión elástica o inelásticos (la energía del sistema se convierte en excitación interna del núcleo) en la dispersión inelástica. Como producto de los sucesivos choques el neutrón pierde velocidad de forma gradual. La cinemática de las colisiones lleva a que el neutrón incidente pierda una gran cantidad de energía cuando el núcleo con el que colisiona tiene una masa en reposo semejante a la suya propia. Consecuentemente, las colisiones que resultan en una gran pérdida de energía ocurren con los núcleos de los átomos de hidrógeno, ya que los protones y los neutrones tienen prácticamente igual masa. El proceso por el cual los neutrones reducen su velocidad en forma gradual recibe el nombre de "termalización" o "moderación de neutrones". Los neutrones se pueden desintegrar, formando un protón y un electrón, o bien pueden ser absorbidos por los núcleos de los átomos circundantes, dando lugar a reacciones nucleares, como por ejemplo la fisión nuclear.

Tabla A. Características de los 4 tipos de radiación según su naturaleza.

electromagnética (rayos gamma y X)	masa=0	no tiene carga eléctrica
neutrones	masa≠0	no tiene carga eléctrica
radiación beta (electrones negativos y positivos)	masa≠0	tiene carga eléctrica
partículas pesadas (protones, partículas alfa y otros iones pesados)	masa≠0	tiene carga eléctrica

Debido a que en este trabajo se ha simulado el transporte de la radiación gamma y de los neutrones nos centraremos solamente en los mecanismos de interacción con la materia de estos dos tipos de radiación.

Interacción de la radiación electromagnética

Los rayos gamma proceden de transiciones entre niveles energéticos nucleares, mientras que los rayos X característicos resultan de transiciones electrónicas en el átomo, y la radiación de aniquilación de la recombinación de un par positrón-electrón. Como a pesar de su distinto origen, no son sino radiaciones electromagnéticas idénticas en todos sus aspectos, las peculiaridades de su interacción con la materia son comunes a las tres, por lo que en lo sucesivo se hablará únicamente de *radiaciones electromagnéticas*.

La radiación electromagnética difiere notablemente de su interacción con la materia, respecto a la de las partículas cargadas. Esta diferencia estriba en que, como se verá más adelante, la absorción de la radiación es de carácter exponencial, por lo que carece de alcance definido, a diferencia de las partículas cargadas, las cuales, especialmente las pesadas, pierden su energía en el curso de un gran número de colisiones con los electrones atómicos. En cada choque la energía de la partícula disminuye en una pequeña cantidad, de forma que pierde energía paulatinamente, hasta que resulta frenada y absorbida. Sin embargo, cuando un haz de radiación electromagnética incide sobre un absorbente delgado, cada fotón perdido por el haz resulta de un proceso único (de absorción, o de dispersión), llamado *atenuación de la radiación*.

La interacción entre un fotón y un electrón supone un choque mecánico directo. Este hecho explica una de las características más destacadas de la radiación electromagnética, su gran poder de penetración en la materia, muy superior al de las partículas cargadas.

La atenuación de la radiación electromagnética (rayos gamma y rayos X) es cualitativamente diferente a la de las partículas cargadas: mientras que en éstas los alcances están bien definidos en función de la energía y del medio absorbente, la radiación electromagnética sólo puede ser reducida en intensidad aumentando el espesor absorbente interpuesto.

El paso de la radiación electromagnética por la materia se caracteriza por una ley de atenuación exponencial:

$$I(x) = I_0 \exp(-\mu x)$$

donde:

$I(x)$ \equiv intensidad de la radiación que atraviesa un espesor x de absorbente
 x \equiv espesor de absorbente
 I_0 \equiv intensidad incidente
 μ \equiv coeficiente de atenuación que depende del material absorbente y de la energía de la radiación.

Los fotones que componen el haz sufren interacciones efectivas mucho menos frecuentes que las partículas que forman un haz de partículas cargadas, y son absorbidos por los átomos arrancando electrones o son dispersados cuando ceden energía a los electrones atómicos. Se puede definir, para fotones, el recorrido libre medio por absorción λ_a o de dispersión λ_d . Este valor corresponde a la distancia media que recorre el fotón antes de desaparecer por el mecanismo correspondiente. El recorrido libre medio total es la distancia para la cual la intensidad del haz se reduce a $1/e$ de su valor inicial.

Una magnitud de uso común, para expresar la atenuación de un haz de radiación electromagnética, es el espesor de semirreducción, o sea, el espesor del absorbente necesario para reducir a la mitad a la intensidad incidente:

$$\ln(I(x)/I_0) = -\mu x$$

Haciendo $I(x)/I_0 = 1/2$, se obtiene que el espesor de semirreducción $x_{1/2}$ es:

$$x_{1/2} = \ln 2 / \mu \quad \mu = \ln 2 / x_{1/2}$$

A partir de esta última expresión se puede observar que, si el espesor es expresado en cm, μ está dado en cm^{-1} . Si se divide a este coeficiente por la densidad se obtiene el coeficiente de atenuación másico, o sea:

$$\mu_m = \mu / \rho = \ln 2 / (\rho x_{1/2})$$

que queda expresado en cm^2/g , si la densidad está dada en g/cm^3 . Si se emplea este coeficiente la intensidad del haz es:

$$I = I_0 \exp(-\mu_m x_m)$$

donde $x_m = x\rho$, y posee unidades de g/cm^2 .

Puesto que el valor del coeficiente de atenuación másico μ_m varía muy lentamente con el número atómico de absorbente Z , la variación de $\rho \cdot x_{1/2}$ de un elemento a otro también es lenta. O sea, cuanto mayor es la densidad del material, menor el espesor necesario para producir una atenuación dada de la radiación. Es por ello que como absorbente suelen utilizarse materiales pesados, por ejemplo, el plomo.

Mecanismos de interacción de la radiación electromagnética

Los mecanismos de interacción que prevalecen para energías entre algunas decenas de keV y aproximadamente 10 MeV son tres. Dependiendo del material absorbente y de la energía de la radiación será predominante uno u otro. Estos mecanismos son:

- Efecto fotoeléctrico
- Dispersión Compton
- Producción de pares e^+e^-

Los dos primeros involucran interacciones de los fotones incidentes con electrones orbitales de los átomos del absorbente. La producción de pares se manifiesta para energías superiores a 1,022 MeV que es la energía equivalente a la masa en reposo del electrón y positrón originados.

- **Efecto Fotoeléctrico.** Este proceso se puede considerar como la interacción del fotón incidente con la nube electrónica del átomo, en la que es totalmente absorbido emergiendo un electrón, que se denomina fotoelectrón. La energía cinética de este fotoelectrón corresponde a la diferencia entre la energía del fotón y la energía de enlace del electrón en la capa electrónica desde donde fue arrancado. La probabilidad de ocurrencia de este proceso aumenta con la energía de enlace, por lo que habitualmente el fotoelectrón pertenece a las capas *K* o *L* del átomo, que corresponden a las más próximas al núcleo y tienen sus energías de enlace mayores.

El efecto fotoeléctrico presenta una fuerte dependencia con el número atómico que se manifiesta en su coeficiente de atenuación. Este coeficiente es proporcional a Z^5 , esto hace que por ejemplo, el plomo sea un excelente blindaje para rayos X de bajas energías. La vacante dejada por el fotoelectrón es cubierta por otro electrón que proviene de las capas superiores, con la emisión de radiación (rayos X característicos) que corresponde a la diferencia de energías entre los niveles entre los que salta el electrón. También puede ocurrir que la energía no sea emitida en forma de radiación, sino que sea transferida a un segundo electrón (electrón Auger) que también emerge del átomo, quedando éste doblemente ionizado.

- **Dispersión Compton.** La dispersión Compton se considera como una colisión inelástica entre el fotón incidente y un electrón atómico, que se supone libre por ser la energía del fotón mucho mayor que la energía de enlace del electrón. El resultado es la desaparición del fotón con E_0 y la aparición de otro fotón de energía E menor, acompañado de un electrón cuya energía cinética es aproximadamente la diferencia $E_0 - E$. Este mecanismo de interacción prevalece, en general, para fotones cuyas energías están comprendidas entre 0.5 y 10 MeV. Cada electrón en el medio absorbente actúa como un centro dispersor por lo que las características macroscópicas del medio dependen principalmente de la densidad electrónica por unidad de masa.

- **Formación de pares.** Cuando el fotón incidente tiene energía superior a 1.022 MeV, es posible que al pasar por las proximidades de un núcleo desaparezca, y en su lugar la energía se materialice en un electrón y en un positrón. La masa en reposo de cada una de estas partículas es 0.511 MeV, por lo que la energía cinética que comparten al salir expulsados es la energía del fotón incidente menos 1.022 MeV. Tanto el electrón como el positrón son partículas cargadas, directamente ionizantes. El positrón, una vez perdida prácticamente toda la energía cinética, se combina con un electrón del medio material, aniquilándose y apareciendo en su lugar dos fotones de 0.511 MeV de energía cada uno, que se mueven en direcciones opuestas. Esta radiación secundaria, denominada radiación de aniquilación, acompaña normalmente la absorción de los rayos gamma de alta energía por la materia. El coeficiente de atenuación por formación de pares es proporcional al cuadrado del número atómico y al logaritmo de la energía, por lo cual este proceso resulta importante para absorbentes con Z elevado, en caso que pueda darse por la restricción energética explicada.

Física del Neutrón

El neutrón

En el año 1920 Rutherford sugirió la posibilidad de que el protón y el electrón se encontraran en los núcleos tan íntimamente combinados, que constituirían una partícula neutra hipotética, a la que se denominó neutrón. Sin embargo, la partícula propuesta era difícil de detectar, pues al carecer de carga, sería insensible a la acción de campos eléctricos o magnéticos y tampoco produciría ionización en la materia. En 1932, Chadwick interpretando correctamente las reacciones nucleares de partículas alfa en boro y berilio, fue capaz de probar experimentalmente la existencia del neutrón. El descubrimiento de la nueva partícula, de carga nula y peso atómico muy cercano a la unidad de masa atómica, hizo suponer inmediatamente a los físicos nucleares, que todos los núcleos atómicos estaban formados por protones y neutrones, hipótesis que fue utilizada por primera vez por Heisenberg como base de un modelo nuclear, cuya vigencia se mantiene actualmente.

En el año 1930 se habían realizado experimentos bombardeando berilio con partículas alfa, lo cual daba lugar a una radiación neutra muy intensa, que podía atravesar una pared de plomo de 20 cm de espesor. En ese momento se pensaba que esta radiación eran rayos gamma de muy alta energía pero Chadwick supuso acertadamente que esa radiación era producida por neutrones. Para detectar los neutrones diseñó un experimento en cual colocó berilio con algo de polonio en una cámara de vacío. El polonio emitía partículas alfa que al chocar contra el berilio daban lugar a los misteriosos rayos neutros. En el camino de los rayos colocó un blanco, los rayos al golpear el blanco arrancaban átomos de su interior, los cuales quedaban cargados eléctricamente e incidían luego sobre un detector, ionizando un gas en su interior y generando una corriente eléctrica que podía medirse. Conociendo esta corriente Chadwick podía contar los átomos y conocer su velocidad. Usando blancos de distintos elementos llegó a la conclusión de que los rayos gamma no tenían la energía suficiente para que los átomos adquirieran esas velocidades y que las partículas emitidas deberían ser neutrones. El paso que restaba era medir la masa del neutrón, para ello usó hidrógeno como blanco y midiendo la velocidad de los protones emergentes, aplicando las leyes de la conservación del momento y la energía pudo medir la masa del neutrón.

La masa del neutrón es una característica física cuya precisión ha ido evolucionando, desde el valor inicial 1,15 uma, medido por Chadwick, hasta el mejor valor actual 1,008665012 uma. Un detalle importante es que el neutrón es una partícula algo más masiva que el protón; así el equivalente energético de la diferencia masica entre ambas partículas, es $(M_n - M_p)c^2 = 782,34 \text{ KeV}$, y por ello el neutrón como partícula libre es inestable, desintegrándose a protón por emisión beta negativa, con período de 12,8 minutos. En cambio, cuando está confinado en el núcleo, su energía de enlace negativa le confiere una estabilidad total.

Los neutrones son partículas que carecen de carga eléctrica, no están sujetos a efectos de repulsión electrostática, y penetran en el núcleo sin la dificultad que la barrera de potencial opone a otras partículas cargadas, tales como partículas alfa, protones y deuterones. Por tanto, no ionizan directamente la materia y al no ser desviados por los campos eléctricos de núcleos o electrones, son capaces en general de atravesar muchos centímetros de materia sin sufrir interacciones.

Un neutrón únicamente interacciona con la materia cuando se acerca a muy poca distancia del núcleo. Como resultado de la interacción el neutrón puede desaparecer totalmente y ser reemplazado por partículas secundarias o variar sustancialmente su energía o dirección.

Interacción neutrónica

La interacción de los neutrones con la materia difiere de la interacción que tienen las partículas cargadas y los rayos gamma. La función que determina la variación en la intensidad del haz al atravesar un determinado espesor de absorbente es, al igual que en el caso de la radiación electromagnética, exponencial.

Como los neutrones carecen de carga eléctrica las interacciones se producen por colisiones directas en las que sólo actúan fuerzas nucleares de corto alcance. La probabilidad de que ocurra una interacción con electrones, al atravesar un medio absorbente, es ínfima. En caso de ocurrir, prácticamente no altera el movimiento del neutrón, debido a la gran diferencia de masa entre ambos. La cuantificación de la disminución de la intensidad del haz de neutrones, en función del espesor de absorbente interpuesto, se obtiene mediante la siguiente expresión exponencial:

$$I(x) = I_0 \exp(-n\sigma x)$$

donde:

x \equiv espesor del absorbente

n \equiv densidad atómica (número de átomos por unidad de volumen)

σ \equiv sección eficaz microscópica.

El producto $n\sigma$ es formalmente similar al coeficiente de atenuación empleado para la radiación electromagnética. A dicho producto se le denomina sección eficaz macroscópica Σ (véase Anexo I), que tiene unidades de inversa de longitud. Comúnmente se utiliza la sección eficaz microscópica para caracterizar al medio absorbente. Su valor es función de la energía de los neutrones y da una medida de la probabilidad de interacción por átomo. Su unidad es la del área, m^{-2} en el Sistema Internacional. Dada la poca adecuación de la escala, se utiliza habitualmente el *barn*, que equivale a 10^{-24} cm^2 . Similarmente, se interpreta la sección eficaz macroscópica de interacción como la probabilidad de que los neutrones incidentes interactúen por alguno de los procesos que se describen más adelante, por unidad de camino recorrido por el neutrón en el medio.

Otro parámetro importante es el denominado recorrido libre medio. Éste corresponde a la distancia promedio que recorre el neutrón entre dos colisiones sucesivas. Se demuestra que es igual a la inversa de la sección eficaz macroscópica total:

$$\Sigma = 1/\lambda$$

Por ser la sección eficaz microscópica (σ) función de la energía, es conveniente especificar intervalos de energía dentro de los cuales las interacciones varían de un modo regular. De acuerdo con su energía los neutrones se clasifican en:

- **Térmicos.** Son aquellos que están en equilibrio térmico con el medio que los rodea, no habiendo en promedio un intercambio neto de energía entre neutrones y átomos. Estos neutrones poseen una energía promedio de 0.025 eV, correspondiente a la agitación térmica a la temperatura ambiente.
- **Intermedios o epitérmicos.** Abarcan energías desde 0.5 eV hasta aproximadamente 10^4 eV. El valor de 0.5 eV como límite inferior está tomado de la capacidad del cadmio para absorber neutrones de bajas energías (la sección eficaz microscópica σ del Cd alcanza 57000 barns para neutrones térmicos), siendo prácticamente opaco por debajo de dicho valor de energía.

- **Rápidos.** Se denominan así cuando las energías están comprendidas entre 10^4 eV y 10^7 eV. Por lo general todos los neutrones emitidos por una fuente en un principio están comprendidos en esta región energética, pasando luego a energías menores por colisiones sucesivas.

- **Relativistas, i.e, alta energía.** Son aquellos cuyas energías cinéticas son superiores a los 10 MeV, en cuyo caso esta energía es una fracción apreciable del total (energía cinética más energía en reposo) por lo que se deben aplicar correcciones relativistas en el tratamiento de los mecanismos de interacción.

Los neutrones no pierden su energía en sucesivas colisiones como las partículas cargadas, sino en unas pocas colisiones, lo cual conduce a una atenuación exponencial de la forma vista en la ecuación anterior que depende de la sección eficaz. Por lo tanto la construcción de blindajes de neutrones resulta más complicada que para partículas cargadas. Esta dificultad se debe a las fuertes variaciones que presenta la sección eficaz con la energía, lo cual explica que un absorbente adecuado para neutrones térmicos, no sea eficaz para neutrones rápidos y recíprocamente. El método general de resolver la protección frente a haces de neutrones, muchas veces formados por mezclas de neutrones rápidos y térmicos, es aplicar el principio conservador de suponerlos todos rápidos y utilizar un blindaje, que consta por una parte de una capa de un *elemento hidrogenoide*, usualmente agua o parafina, de un espesor adecuado para que la fracción de neutrones rápidos se *modere* a térmicos, seguida de una segunda capa de un *elemento de alta sección eficaz de captura de neutrones térmicos*, usualmente boro o cadmio. Finalmente una tercera capa de material de número atómico alto como el plomo, de espesor conveniente, que atenuará hasta un valor tolerable el flujo de *radiación gamma de captura*.

Tipos de interacción de los neutrones con la materia

La observación experimental del fenómeno de interacción del neutrón con los núcleos del material absorbente, ha dado lugar a separarlos en procesos de dispersión, cuando el neutrón es desviado de su trayectoria, y de absorción, cuando es incorporado al núcleo apareciendo posteriormente otras partículas energéticas.

Dispersión (*scattering*):

- **Dispersión elástica (n,n):** el neutrón sufre una colisión con un núcleo sin ser absorbido por éste, siendo desviado de su dirección de incidencia pero conservándose la energía cinética total sistema neutrón-núcleo. El neutrón incidente comparte su energía con el núcleo, que sólo sufre un retroceso, sin quedar en un estado excitado. Se conservan tanto el momento como la energía cinética total, por lo que se pueden aplicar las leyes clásicas de la cinética. Esto significa, por ejemplo, que la energía media cedida por el neutrón al núcleo será tanto mayor cuanto más semejantes en masa sean ambas partículas, por lo que la máxima transferencia media de energía por colisión tendrá lugar al chocar un neutrón con un núcleo de H, que se convierte entonces en un protón de retroceso (*recoil proton*). Estos protones de retroceso son partículas capaces de producir una alta densidad de ionización a lo largo de su trayectoria. El cuerpo humano contiene en muchos de sus tejidos, un gran porcentaje de agua e hidrógeno, motivo por el cual la absorción de neutrones rápidos genera protones de retroceso, lo que explica la peligrosidad de estas partículas desde el punto de vista de la radioprotección.

Mediante sucesivas dispersiones elásticas el neutrón va perdiendo energía (se va termalizando) hasta alcanzar el equilibrio cinético con los átomos o moléculas del

medio, momento en el que su energía media es de 0.025eV y podemos hablar de neutrones térmicos.

• **Dispersión inelástica** (n,n') $(n,n\gamma)$: en este caso el núcleo de retroceso absorbe parte de la energía del neutrón incidente quedando en un estado excitado, que podría ser metaestable (n,n') o podría desexcitarse mediante la emisión de un fotón (*prompt gamma*) para la reacción $(n,n\gamma)$. Par que tenga lugar una dispersión inelástica es preciso que el neutrón incidente tenga una energía cinética superior a la correspondiente al primer estado excitado del núcleo, que está comprendida entre 0.1-1 MeV para la mayor parte de los elementos de peso medio y elevado y crece notablemente para los ligeros alcanzando los 6 MeV para el O y no teniendo lugar el proceso en ningún caso para el H. Es por esto que esta reacción sólo se da para neutrones rápidos.

Absorción:

• **Captura o absorción** (n,γ) : en este caso se produce la captura del neutrón por el núcleo que forma un núcleo compuesto y queda excitado. Esta energía de excitación se emite de forma prácticamente instantánea como uno o varios gammas, por lo que se conoce también esta interacción como captura radiativa. Algunos elementos presentan una alta sección eficaz de captura (proporcional a $1/v$) para el rango térmico, mientras que otros elementos (p.j. el Au) muestran resonancias a otras energías. Estos elementos se podrán emplear como detectores neutrónicos en forma de láminas de activación (*activation foils*).

• **Reacción nuclear de transmutación** (n,p) , (n,d) , (n,α) , (n,t) , $(n,2n)$...: en este proceso el neutrón es capturado por el núcleo y se emiten otras partículas tales como protones, deuterones, partículas alfa, tritones. En la mayor parte de las reacciones la energía neta resultante es negativa, por lo que el neutrón incidente deberá proporcionar energía suficiente para vencer la energía de ligadura de la partícula cargada en el núcleo compuesto que la emita, de modo que se pueden emplear como reacciones de corte para separar los neutrones en función de su energía. Sin embargo, hay algunos casos en que la energía de la reacción es positiva, por lo que se puede producir para neutrones de cualquier energía, como ocurre para el $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$, el $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ o el $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$. En el caso en que la energía del neutrón sea muy elevada, se pueden dar los casos de emisión de múltiples partículas, como por ejemplo (n,np) , $(n,2n)$ y $(n,3n)$. La reacción $(n,2n)$ puede ocurrir para energías por encima de los 10 MeV. Estas reacciones no son generalmente uniformes con la energía incidente y presentan resonancias que dificultan los cálculos cuando interacciona un espectro neutrónico complejo.

• **Fisión nuclear** (n,f) : en algunos átomos pesados, tras absorber un neutrón se produce una escisión en dos grandes fragmentos de fisión con energías cinéticas del orden de 100 MeV y uno o más neutrones. La fisión nuclear puede tener lugar para todos los elementos con $Z > 30$ si se irradian con neutrones suficientemente energéticos (del orden de varios centenares de MeV), pero a energías inferiores a 10 MeV sólo se presenta la fisión para secciones eficaces apreciables en elementos con $Z > 90$.

A cada tipo de interacción le corresponde una sección eficaz que está relacionada con la probabilidad de este tipo de interacción, éstas se designan habitualmente como:

σ_s sección eficaz de dispersión elástica

σ_i sección eficaz de dispersión inelástica

σ_γ sección eficaz de captura radiativa

σ_p , σ_α , etc. sección eficaz de reacción nuclear (n,p) , (n,α) , etc.

σ_f sección eficaz de fisión

La sección eficaz total, relacionada con la probabilidad total de interacción por cualquier proceso, se calcula como la suma de las secciones eficaces parciales para cada uno de los procesos: $\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a + \sigma_y + \dots$

III. El método de Monte Carlo y el código MCNP

La interacción de la radiación con la materia viene descrita por una ecuación de transporte, la cual no admite soluciones analíticas, salvo en casos extremadamente simples de interés práctico.

La ecuación del transporte de Boltzmann en estado estacionario y en la forma integro-diferencial se expresa de la siguiente manera:

$$\Omega \cdot \nabla \Psi(r, E, \Omega) + \Sigma_{\text{tot}}(E, r) \cdot \Psi(r, E, \Omega) = \int_{4\pi} \int_0^\infty \delta E' \Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) + Q(r, E, \Omega)$$

dónde:

$\Psi(r, E, \Omega)$: tasa de fluencia angular ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{steradian}^{-1}$)

E: energía de la partícula

r: vector posición

Ω : vector unidad en la dirección de vuelo de la partícula

$\Sigma_{\text{tot}}(E, r)$: sección eficaz macroscópica total

$\Sigma_s(r, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega)$: sección eficaz de dispersión (scattering kernel)

$Q(r, E, \Omega)$: fuente externa que incluye tanto fuentes fijas tomadas como condiciones de contorno como fuentes debidas a otras partículas, tal será el caso en cálculos acoplados.

Son varios los métodos aproximados que se han usado para resolver la compleja ecuación integro-diferencial que rige el transporte de partículas en un medio material absorbente y dispersor. Sin embargo, no existe solución analítica en general y por ello es necesario recurrir a métodos numéricos en todos aquellos casos en que la complejidad de la geometría o la imposibilidad de asumir la validez de aproximaciones simplificadoras requieren un modelo detallado para el transporte de la radiación.

El incremento en la capacidad de cálculo de los ordenadores disponibles así como la aparición de arquitecturas paralelas ha permitido el rápido desarrollo y la utilización generalizada de estos métodos numéricos.

Los llamados métodos deterministas se basan en la solución numérica de la ecuación de transporte de Boltzmann o de un sistema de ecuaciones de transporte acopladas para cada tipo de partículas implicadas en el problema. La solución del problema para unas condiciones de contorno dadas proporcionan las distribuciones de tasa de fluencia para cada una de las partículas, a partir de las cuales puede calcularse el valor de otras magnitudes de interés. La aplicación de métodos deterministas requiere el uso de un espacio de fase de seis dimensiones (las tres coordenadas de posición, dos coordenadas del vector de dirección y la energía E) por lo que su formulación no es un problema fácil.

Como alternativa, los métodos de Monte Carlo no se basan en la resolución numérica de la ecuación de transporte sino en la simulación del comportamiento de las partículas individuales y en la obtención del valor promedio de determinados parámetros para un número suficientemente grande de simulaciones. Elegidos

adecuadamente, dichos valores permiten calcular magnitudes radiológicas tales como la fluencia, la energía depositada o la producción de isotopos.

El método Monte Carlo es una técnica para obtener soluciones aproximadas de problemas fisico-matemáticos mediante procedimientos de muestreo estadístico, basados en el empleo de números aleatorios y leyes de distribución. Una variable aleatoria es asociada con una probabilidad de distribución, la cual describe la relativa frecuencia de todos los posibles valores de la variable aleatoria.

El teorema del límite central es el fundamento para la inferencia estadística de los cálculos de Monte Carlo, con él es posible establecer los intervalos de confianza dentro de los cuales caen los resultados. Aspectos de interés estadísticos tales como valor medio, media, varianza de la población, varianza de la media son utilizados para asegurar la obtención, convergencia y confiabilidad de los resultados y del proceso de muestreo. Debido a la importancia del empleo de este método, en diversos campos de investigación, se da el origen de los códigos Monte Carlo, los cuales relacionan los algoritmos del método de Monte Carlo a las leyes físicas de los procesos a estudiar. Con el desarrollo de estos códigos se ha ganado velocidad y precisión al realizar la simulación.

El código de Cálculo MCNP (Montecarlo N-Particle) es un código que simula el transporte de partículas a través de la materia por el método de Monte Carlo. En su origen N P significaba "neutrones" y "fotones", pero las versiones recientes incluyen transporte de electrones y de ahí lo de "n-particle". Permite considerar distintos modos de simulación del transporte: solo neutrones, solo fotones, solo electrones o transporte combinado neutrones/fotones (donde los fotones son producidos por las interacciones neutrónicas), fotones/electrones y neutrones/fotones/electrones. Se trata de un código de geometría generalizada y de propósito general, cuyo uso está ampliamente extendido. El código está escrito en FORTRAN y su adaptabilidad a diferentes máquinas es muy amplia.

Este código fue desarrollado en Los Alamos durante la década de los 40, si bien se ha ido depurando y mejorando con el paso de los años, llegando hasta las actuales versiones MCNP6 y MCNPX v2.6. En sus primeros años, estaba escrito completamente en código máquina y, utilizando una serie de rutinas básicas, se programaba cada vez para cada problema, por lo que servía únicamente para el problema y en la máquina para el cual estaba compilado. Fue a partir de los años 60, cuando a raíz de la aparición de lenguajes mucho más estandarizados, como el lenguaje FORTRAN, se pudo generar un código mucho más general.

El código MCNP permite simular en forma individual cada una de las historias de las partículas; los distintos eventos que pueden sucederle a cada partícula se muestrean aleatoriamente a partir de distribuciones conocidas (empíricas o teóricas) y el comportamiento "promedio" se obtiene calculando la media para un número suficientemente alto de partículas.

Los sucesos probabilísticos que representan las interacciones sufridas por una partícula en su interacción con la materia, se simulan secuencialmente teniendo en cuenta las distribuciones de probabilidad que gobiernan cada uno de dichos procesos. El muestreo está basado en la selección de números aleatorios y las distribuciones de probabilidades se muestrean usando los datos de las secciones eficaces para cada uno de los mecanismos de interacción de las partículas consideradas. Los datos de las interacciones (básicamente, secciones eficaces a distintas energías) se extraen de distintas librerías.

IV. Aplicación de la metodología y el know-how adquiridos al desarrollo del WCLL DEMO1 en el marco del acuerdo europeo EFDA

Introducción

En el marco de los programas europeos para el desarrollo de la fusión y, concretamente, en el marco del acuerdo Europeo EFDA PPPT Work Programme 2013, se ha participado a una de las tareas sobre análisis neutrónico y electromagnético (*Neutronic and Electromagnetic analyses*) denominada *WP13-SYS02-T06: Tritium breeding ratio assessment* [176]. Esta tarea se ha planteado para evaluar las prestaciones neutrónicas de tres conceptos diferentes de envoltura regeneradora: HCLL (envoltura líquida refrigerada por helio), HCPB (envoltura cerámica) y WCLL (envoltura líquida refrigerada por agua), correspondiendo al CIEMAT el estudio de esta última.

A diferencia del concepto DCLL, estudiado y desarrollado en este trabajo de investigación y que se plantea como un concepto avanzado que requiere aún un esfuerzo considerable en I+D, el concepto WCLL [5] es uno de los más conservadores estudiado para DEMO como tecnología a corto plazo.

Dentro de la actividad EFDA mencionada, se ha realizado el diseño neutrónico de los módulos de la envoltura WCLL teniendo como punto de partida un módulo ecuatorial OB, detallado y en formato CAD, desarrollado por CEA [177]. A partir de este diseño, se han desarrollado otros 7 módulos IB y 16 módulos OB a nivel de detalle neutrónico y utilizando las simplificaciones requeridas para los análisis neutrónicos mediante método Monte Carlo. Los 23 módulos se han integrado en el sector genérico de 11.25° de DEMO1 cuyas características se detallan en [178].

El modelo final WCLL DEMO1 se ha creado utilizando el software MCAM 4.8 Professional [52] empleando técnicas de distinta envergadura (integración, descomposición, *gluing*, *splitting*, creación de celdas de vacío, operaciones Booleanas, creación de materiales con composición mixta, asignación de materiales a los componentes, etc.) y puestas a punto en el marco del estudio de comparación sobre interfaces efectuado en el ámbito del WP12-DTM04-T12 del que se ha hablado en la sección 3.4.

Una vez obtenido el archivo de entrada para MCNP a través de la interfaz de conversión MCAM, este ha sido representado en la herramienta incorporada de visualización interactiva de MCNP (MCNP ip) para verificar la exactitud del modelo geométrico y resolver las posibles inconsistencias generadas durante el diseño y la conversión del modelo CAD. Una vez eliminadas esas inconsistencias y reducidas las partículas perdidas a causa de estas a un 0.65% de los neutrones emitidos, se han realizado los cálculos del transporte utilizando el código Monte Carlo MCNP5 [28] y la subrutina externa para el muestreo de la fuente de neutrones elaborada por KIT [179].

Se han evaluado las prestaciones en cuanto a producción de tritio proporcionando las siguientes magnitudes:

- TBR poloidal (por módulo)
- TBR global
- Densidad de TPR [átomos T/(cm³ x s)].

A partir de estos resultados se han establecido algunas recomendaciones sobre la variación del espesor de los módulos en la dirección poloidal, que permitirían mejorar la capacidad de regeneración de tritio en las envolturas.

Además, para cumplir con las necesidades de blindaje de la bobina toroidal también se ha calculado la densidad de potencia depositada en el devanado, en la zona ecuatorial tanto IB como OB, y su perfil radial en todos los componentes desde la primera pared hasta la bobina toroidal, alrededor del plano ecuatorial en el lado IB. Estas evaluaciones han resultado ser muy importantes para establecer las bases de la estructura radial (*radial build*) del futuro DEMO1 WCLL.

A este respecto, cabe recordar que, según la nueva hoja de ruta europea para el desarrollo de la fusión [167], se pretende construir un reactor DEMO con los conocimientos y los materiales existentes en la actualidad (dentro del programa europeo Horizonte 2020) para que los plazos de realización sean más cercanos (basado en tecnología robusta su construcción empezaría en 2030 y la operación en 2040, para cumplir el objetivo de tener electricidad por fusión en 2050). Con este propósito, se han relajado los parámetros de diseño del reactor, correspondientes al concepto llamado DEMO1, el cual presenta un plasma de tamaño bastante mayor que el DEMO estudiado hasta la fecha (9 m de radio respecto a los 7.5 m del DEMO considerado en los PPCS) y, por lo tanto, permitiría conseguir potencias mayores y asignar más espacio a los componentes regeneradores y al blindaje.

Desarrollo del modelo WCLL DEMO1

Simplificación del módulo y desarrollo de la envoltura regeneradora

El módulo de envoltura WCLL usada como referencia para la tarea es el módulo ecuatorial exterior (OB) desarrollado por CEA en el marco de la tarea WP13-DAS-02-T03 [177]. El modelo CAD de detalle se muestra en las figuras A.1 (a) y (c).

Para que este diseño resultase adecuado para los análisis neutrónicos, ha sido necesario simplificarlo de acuerdo con algunas reglas básicas: rellenar los huecos presentes en el modelo, aproximar las superficies del modelo CAD por planos o cuádricas y eliminar los pequeños componentes que no son relevantes para la simulación del transporte. El procedimiento ha consistido básicamente en:

- Eliminar el sistema de fijación y los canales de recogida (figura A.1b)
- Rellenar el interior del módulo con las zonas regeneradoras de LiPb manteniendo las placas de refuerzo (la figura A.1d muestra las 10 zonas regeneradoras creadas dentro el módulo)
- Eliminar los tubos de refrigeración de la primera pared y rellenar los orificios dejados por ellos en las placas. En las figuras A.1e-g se muestra la configuración inicial de la primera pared (e), los detalles de los canales de refrigeración y los orificios que dejan en la placa inferior (f) y el resultado final de la simplificación (g). Una vez hecho, se necesita modificar la composición de los materiales de la primera pared y de las placas para tener en cuenta de la presencia previa de los canales de refrigeración.

La estructura externa resultante de este proceso se muestra en la figura A.1h. El módulo entonces está listo para ser procesado con la interfaz MCAM y convertirlo desde el formato CAD (.CATProduct y .stp) al input geométrico del código Monte Carlo MCNP5.

El módulo (en formato .stp) importado en MCAM se muestra en figura A.1i. A la primera pared y a una de las zonas regeneradoras de LiPb se les ha dado transparencia para hacer visible la estructura interna del módulo (los platos reforzadores verticales y oblicuos).

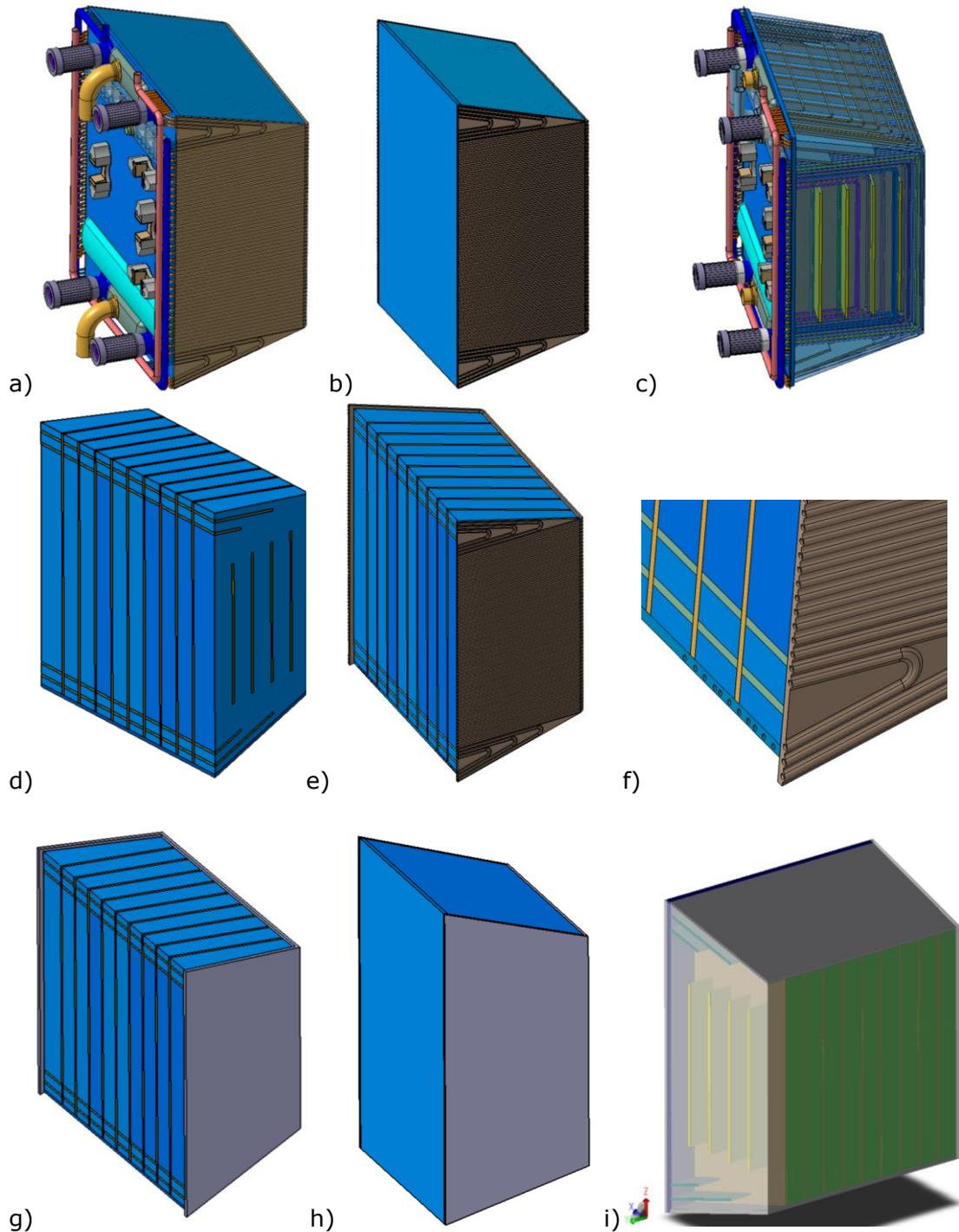


Figura A.1 Módulo ecuatorial OB detallado del WCLL y simplificaciones para los estudios neutrónicos: a) estructura externa detallada; b) eliminación del sistema de fijación y de los canales; c) estructura interna de detalle; d) desarrollo de las zonas regeneradoras de LiPb para rellenar el módulo (10 zonas regeneradoras en este caso); e) estructura interna simplificada con la Primera Pared (FW) real; f) detalle de la primera pared (con los canales de refrigeración) y la placa inferior (bottom plate) (con los respectivos agujeros para los canales); g) simplificación de la FW (y las placas) rellenando los agujeros y utilizando materiales mixtos; h) apariencia externa del módulo simplificado; i) módulo importado en MCAM en el cual la FW y una de las zonas regeneradoras de LiPb se han hecho transparentes para hacer visibles las estructuras internas del módulo.

Como se puede observar en la figura A.2a y en el detalle de la figura A.2b, el módulo desarrollado por CEA ocupa la zona ecuatorial OB del sector de 11.25° del

DEMO1 genérico (en formato MCNP) usado en las tareas WP13 [178] (generado a partir del nuevo modelo DEMO1 en formato CATIA [180]), pero no se encuentra alineado con los planos del sector. Para seguir con el desarrollo del sector entero del WCLL DEMO, ha sido necesario alinear el módulo con el DEMO genérico y, además, crear los restantes módulos para rellenar la zona disponible para las envolturas regeneradoras.

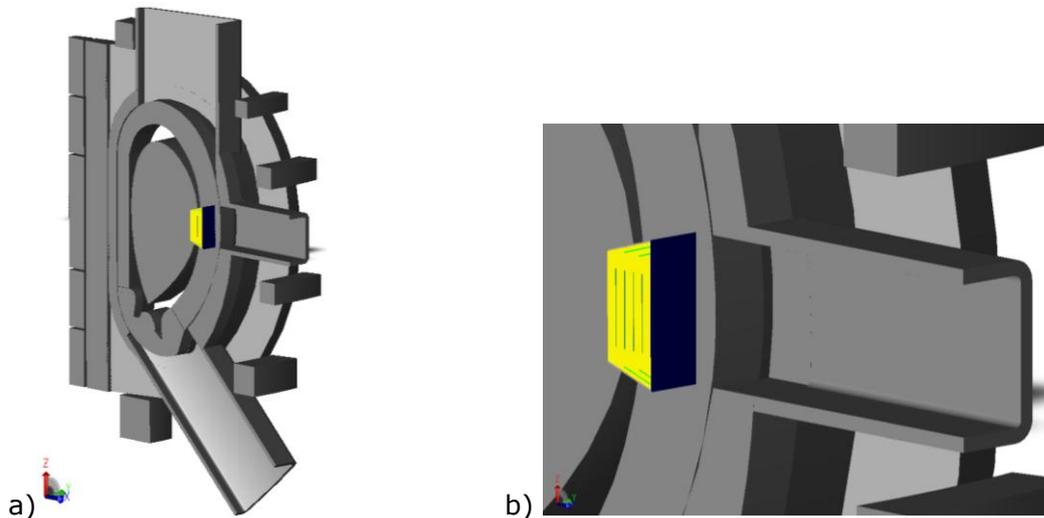


Figura A.2 a) Módulo ecuatorial OB simplificado y modelo DEMO genérico; b) detalle para mostrar que el módulo no está alineado con los planos del sector DEMO de 11.25°.

El módulo WCLL de referencia tiene un espesor de 91 cm y ocupa un ángulo de 7.5°. Como se ha especificado para esta tarea, el espesor de los módulos debía ser constante, fijándolo en 91 cm para los módulos OB y 50 cm para los situados en el lado IB.

Para tal propósito ha sido necesario:

- Trasladar el módulo ecuatorial OB a lo largo de la parte exterior (OB) de la envoltura, modificando la forma trapezoidal del módulo originario para adaptarlo a la curva en forma de "D", y creando 2 módulos por cada región poloidal. Así se consigue rellenar el sector de 11.25°, con 16 módulos OB (8 enteros, de 7.5°, y 8 medios, de 3.75°).
- Trasladar el módulo ecuatorial OB a lo largo de la parte interior (IB) de la envoltura, modificando el espesor radial a 50 cm y ajustando la forma trapezoidal al espacio disponible, dando como resultado 7 módulos (enteros y de 11.25°).

Las figuras A.3a-d muestran el segmento multi-modular en forma de "banana" desarrollado con CATIA v5. Las figuras A.3a y 3c muestran el segmento IB (7 módulos) con (a) y sin (c) primera pared; las figuras A.3b y 3d muestran el segmento OB (8 x 2 módulos), con (b) y sin (d) primera pared.

La segmentación elegida para ocupar el espacio a disposición para la envoltura es una adaptación de la segmentación utilizada por CEA en 2012 [181] a los nuevos parámetros (radios mayor y menos, elongación, triangularidad, etc.) de la configuración del DEMO1 genérico [164] que ha sido la base de las tareas WP13. Las segmentaciones anterior (amarillo) y nueva se muestran en las figuras A.4a y 4b.

Cabe mencionar que el así llamado DEMO1 es actualmente la versión preferida para DEMO, la cual es una tecnología a corto plazo, una versión pulsada de DEMO, elaborada por CCFE en el marco del European Demo study 2011-2012 [164].

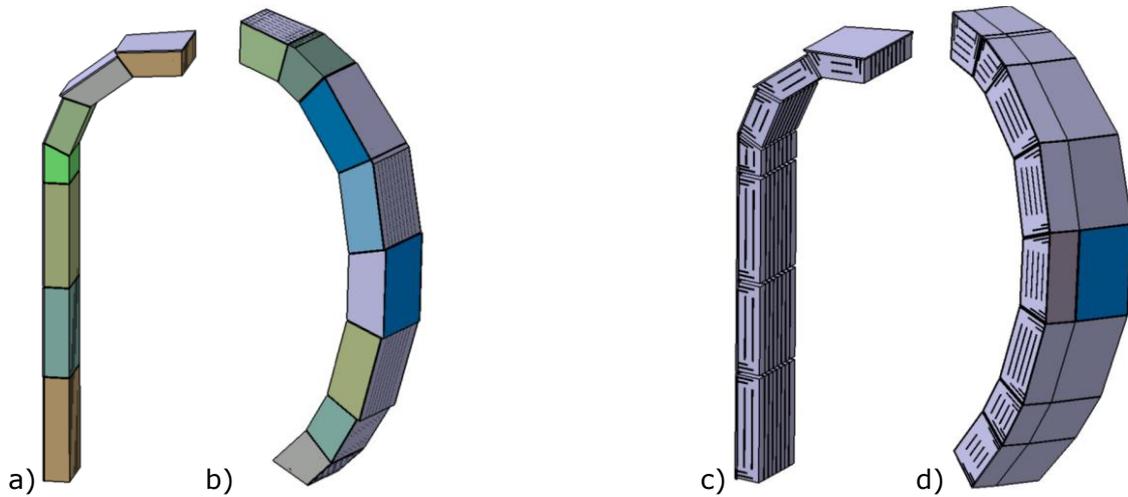


Figura A.3 Segmento Multi-Modular (Multi Module Segment, MMS) en forma de banana: segmento Interior (*Inboard*) (7 módulos), con (a) y sin (c) primera pared; segmento exterior (*Outboard*) (8 x 2 módulos), con (b) y sin (d) primera pared.

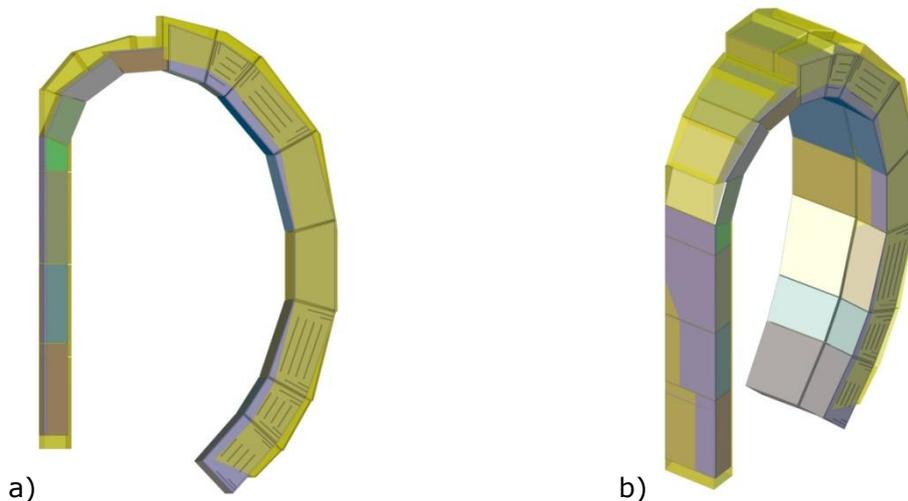


Figura A.4 Dos vistas diferentes de la antigua (amarillo) y de la nueva segmentación.

Procedimiento de conversión y desarrollo del DEMO WCLL

Para crear el reactor DEMO completo correspondiente al concepto de envoltura WCLL se necesitó integrar el segmento Multi-Modular de envoltura (IB y OB) desarrollado tal como se acaba de explicar en el DEMO genérico. El procedimiento ha requerido un uso intensivo de la herramienta MCAM para procesar los modelos, crear un diseño completo y consistente y convertirlo correctamente al formato MCNP. El proceso desde la integración a la conversión última del modelo es similar al que se realizó en 2012 para la tarea WP12-DTM04-T12 (descrito en la sección 3.4) y explicado en [53].

El primer paso del procedimiento de conversión ha consistido en crear manualmente un volumen simple, limitado por los dos planos del sector (en 0° y 11.25°), dos planos perpendiculares al eje z y uno al eje x de manera que el sector del reactor estuviese completamente incluido en este volumen (figura A.5a). En la

“caja” así construida se ha importado el modelo DEMO MCNP genérico [178] con los elementos principales que lo componen: Plasma, Cámara de Vacío, Bobinas, Puertos, Divertor y la zona genérica asignada a Envoltura+Blindaje (figura A.5b). Seguidamente se han suprimido estos componentes de la “caja” mediante la operación de sustracción booleana de MCAM. El resultado de este paso se muestra en la figura A.5c.

Como se puede ver, la celda vacía resultante de esta operación es una celda única y discontinua que necesita descomponerse con la herramienta correspondiente de MCAM. El resultado de la descomposición consiste en 253 celdas más pequeñas y continuas que se muestran en diferentes colores en la figura A.5d. Algunas de estas celdas ocupan un espacio demasiado amplio que incluye zonas muy heterogéneas, por ejemplo desde el plasma hasta la cámara de vacío (celdas azules en la figura A.5e) y por lo tanto se necesita subdividir las (con la herramienta “Split” de MCAM, pudiendo elegir la superficie de corte) resultando finalmente en 299 celdas de vacío. De esta forma resulta sencillo asignar a las celdas distintas importancias (para las técnicas de reducción de variancia) de acuerdo con la región que ellas ocupan.

El siguiente paso en el proceso de conversión ha sido unir las partes que constituyen el mismo componente del DEMO genérico, por ejemplo “pegando” las nueve celdas del plasma en una sola. Finalmente se consiguen 34 estructuras principales como se muestra en la figura A.5f.

En la región disponible para la Envoltura+Blindaje (figura A.5f, en gris) se ha integrado el MMS (*Multi-Module Segment*) desarrollado anteriormente, creando primero un MMS simplificado formado por módulos de una sola pieza por un total de 23 celdas (16OB + 7IB). Estos módulos genéricos se restan de la zona (gris) para la envoltura+blindaje. El resultado se muestra en la figura A.5g donde, además, las celdas del Blindaje (azul) y las de los huecos (gris) resultantes de la sustracción se han separado de acuerdo con las superficies de corte elegidas.

Las celdas de blindaje+huecos de la figura A.5g y el Segmento Multi-Modular detallado de la figura A.5h se han combinado como se muestra en la figura A.5i para sustituir las tres macro celdas (1 para el IB y 2 para los OB genéricos) que ocupaban el espacio reservado para estas estructuras en el DEMO genérico.

Todos los componentes se han integrado en el DEMO genérico (eliminando la parte para Envoltura+Blindaje) como se muestra en la figura A.6a. Por último, también se han integrado las 299 celdas de vacío, resultando un total de 2122 celdas (31 componentes principales + 23 módulos detallados) como se muestra en la figura A.6b.

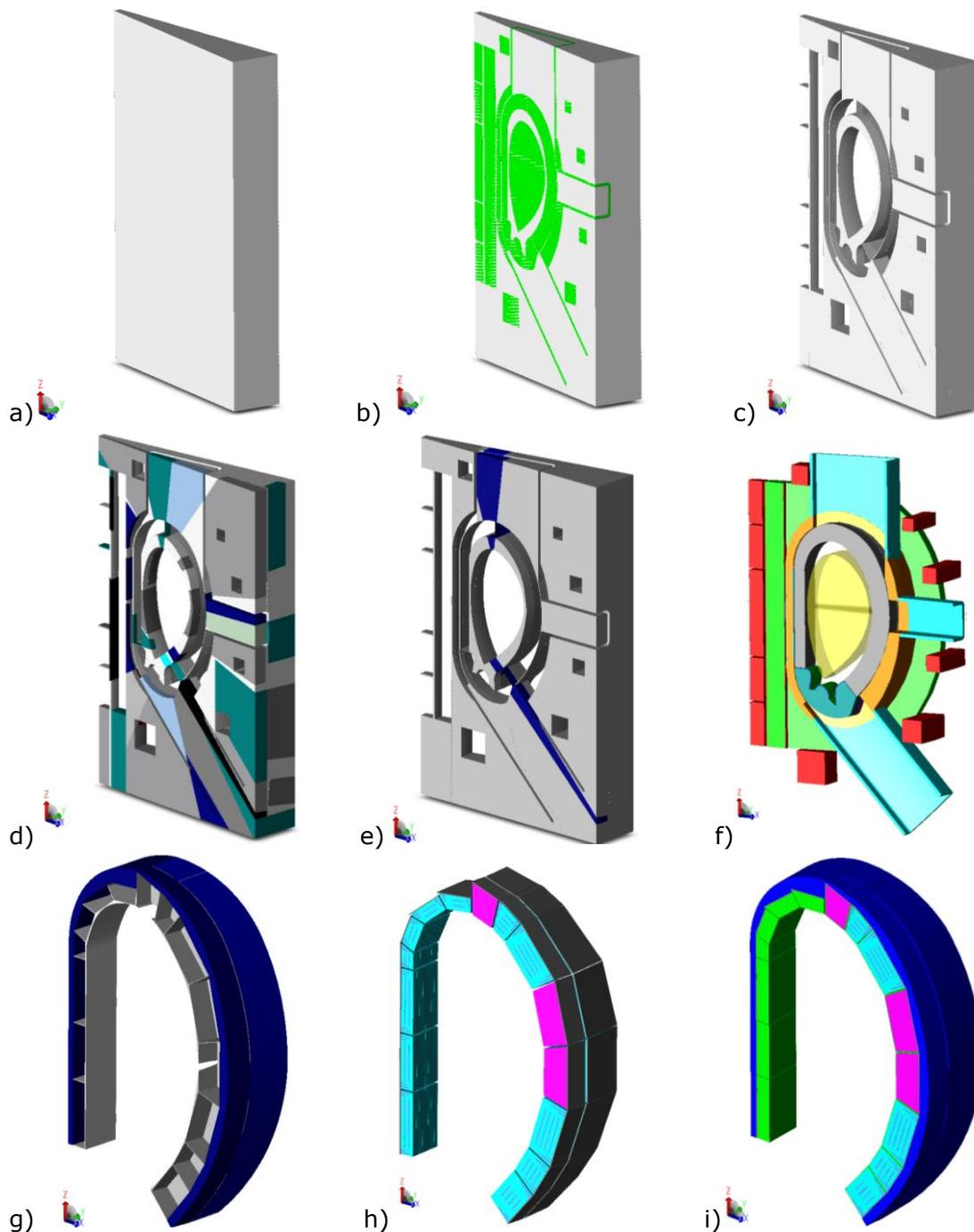


Figura A.5 Secuencia de desarrollo del modelo DEMO WCLL usando el software MCAM a) "caja" vacía generica; b) celda vacía con el modelo DEMO generico; c) celda vacía removiendo los componentes de DEMO; d) celda vacía descompuesta en 253 celdas continuas; e) celdas vacías que necesitan una subdivisión (en azul); f) modelo DEMO generico diferenciando solo los componentes principales (y en gris la región disponible para insertar el Blindaje y la Envoltura); g) zona para el Blindaje (azul) y huecos (gris); h) segmentos detallados de la envoltura (sin primera pared); i) Envoltura y Blindaje.

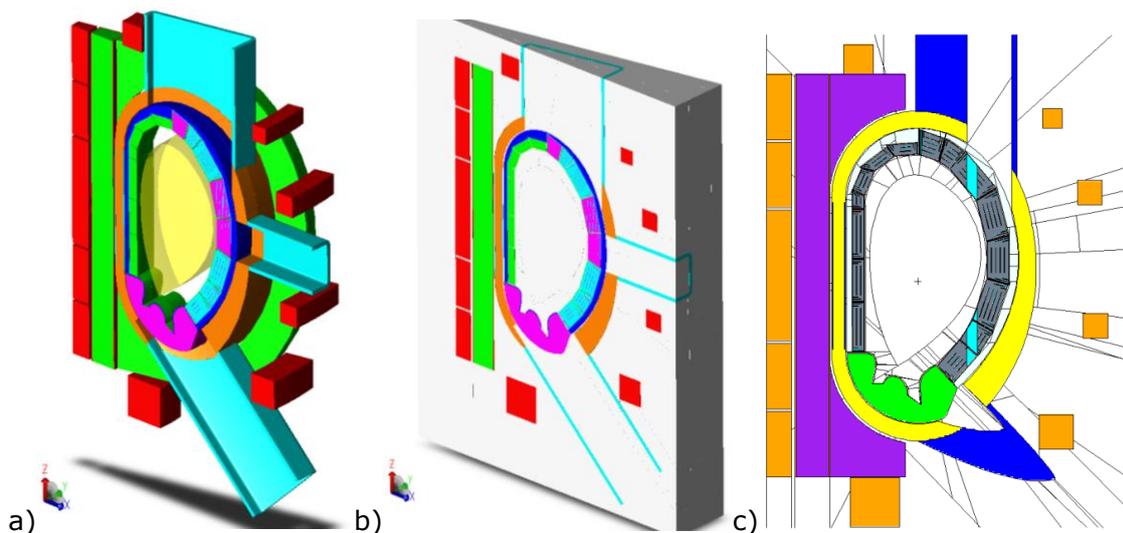


Figura A.6 a) Modelo DEMO WCLL completo visualizado en MCAM; b) modelo completo con las celdas de vacío; c) modelo completo dibujado en MCNP5.

El paso siguiente antes de la conversión ha sido asignar los materiales a todos los componentes del modelo DEMO. Para ello, se han utilizado los siguientes materiales establecidos en la tarea:

Cámara de Vacío (VV)/Blindaje: *80% acero austenítico (SS316LN) + 18% H₂O + 2%B*

Paredes de la VV y Puertos (UPP, EPP, LPP): *acero austenítico*

3 capas del Divertor: *W / CuCrZr / 80% acero austenítico + 20% H₂O*

Bobina TF, Solenoide Central (CS): *Nb₃Sn + acero criogénico + epoxi + Bronce + Cu + He + vacío*

Caja del CS, Bobinas PF: *acero criogénico*

Para las distintas partes de los módulos regeneradores se han usado los materiales establecidos por CEA [143] y resumidos en la tabla A.1:

Tabla A.1 Porcentajes en volumen de los materiales utilizados en los módulos regeneradores para los estudios neutrónicos

Volumetric proportions	Armour	FW cooling channels	Breeding zone	Module box backplate	Module box sidewall	Module box CAP	Manifold
Eurofer (%)	NA	73	10	98	73	100	26
Water (%)	NA	9	3	1	9	0	8
LiPb (%)	NA	0	87	1	0	0	9
Tungsten (%)	NA	0	0	0	0	0	0
Cu (%)	NA	0	0	0	0	0	0
Vacuum (%)	NA	18	0	0	18	0	57
Total	NA	100	100	100	100	100	100

De esta tabla se ha requerido modificar la composición de la zona regeneradora debido a que las placas de refuerzo están modeladas separadamente en este diseño neutrónico (mientras que en el diseño neutrónico de CEA se mezclaban dentro del LiPb). Por esta razón, la composición del regenerador es básicamente LiPb (94%)

enriquecido al 90% en ${}^6\text{Li}$, con un pequeño porcentaje de acero (3.89%) y agua (2.11%) para tener en cuenta la presencia de los canales de refrigeración que no están modelados separadamente. Esta composición se ha calculado para el módulo ecuatorial OB (manteniendo la proporción de volúmenes) y se ha supuesto igual para los restantes módulos.

Asignar el número identificativo del material y la densidad a las distintas partes del modelo es bastante sencillo en MCAM a través de la herramienta "Propiedades" que permite asignar un identificador y una densidad a un grupo entero de celdas. De esta forma se puede asignar un material a todas las celdas de un mismo grupo en una sola operación.

El modelo WCLL DEMO final, convertido a través de MCAM al modelo geométrico de MCNP y dibujado mediante el visualizador de MCNP5, se muestra en la figura A.6c. Visualizarlo con MCNP5 permite verificar si hay errores geométricos en el modelo.

Las inconsistencias que se producen en el proceso de diseño con CATIA y en la conversión con MCAM producen imprecisiones en la geometría final. MCAM, por ejemplo, utiliza distintas aproximaciones en las coordenadas que se emplean para definir una superficie cada vez que utiliza esa superficie para crear una celda, lo cual puede dar lugar a la creación de superficies ligeramente distintas para las que son originalmente la misma superficie. Cuando esto sucede, se originan huecos diminutos entre superficies a través de los cuales se pierde un gran número de partículas durante el transporte.

Mediante un proceso exhaustivo de revisión de los errores en las superficies (indicados con líneas rojas en la opción de visualización geométrica de MCNP), reduciendo el número de dígitos en la descripción de superficies seleccionadas y resolviendo muchos de los problemas de forma manual, se han podido eliminar los errores de conversión en cientos de superficies, lo cual ha reducido el número de partículas perdidas a un 0,65%.

Evaluación del TBR

Descripción del cálculo

Además de la realización del modelo WCLL completo, el otro objetivo fundamental de la tarea era determinar las prestaciones de regeneración de tritio de los módulos WCLL y proponer una variación adecuada del espesor de dichos módulos de la envoltura en la dirección poloidal sobre la base de los resultados conseguidos.

Los cálculos se han realizado utilizando el código Monte Carlo MCNP5 [28] y las librerías de datos eficaces ENDF/B-VII [45]. Las simulaciones se han realizado de forma paralela en el *cluster* de procesadores EULER del CIEMAT.

La simulación de la fuente de neutrones del plasma se ha realizado utilizando una subrutina en FORTRAN90 proporcionada por el KIT [179] que muestrea la emisión de neutrones de acuerdo con los parámetros del plasma para DEMO1 [164]: $R=9\text{m}$, $a=2.25\text{ m}$, $\kappa=1.66$, $\delta=0.33$, $source\ peak = 1.7$. Los resultados de las simulaciones se normalizan a $7.504 \cdot 10^{20}$ neutrones por segundo [n/s], asumiendo una potencia de fusión de 2119 MW.

El fichero de entrada contiene los 23 módulos de la envoltura, 8 medios y 15 enteros. La figura A.7a muestra el número asignado a cada módulo a lo largo del ángulo poloidal. Los cálculos se han realizado en los 7 módulos IB y 8 OB enteros (aprovechando la simetría toroidal del modelo).

Resultados y recomendaciones

La figura A.7b muestra los resultados de los valores locales de TBR en cada módulo IB y OB. Se observa que los módulos OB contribuyen más a la producción de tritio, especialmente los que se encuentran en la región central de la D (módulos 3, 4 y 5 para el lado OB y 13 y 14 para el lado IB).

La figura A.7c muestra la densidad de TPR [átomos T/cm³s] en las regiones poloidales IB y OB. De esta curva, habiendo normalizado al volumen de la región regeneradora, es posible obtener información de la eficiencia de cada zona poloidal sin tener en cuenta del espesor del módulo.

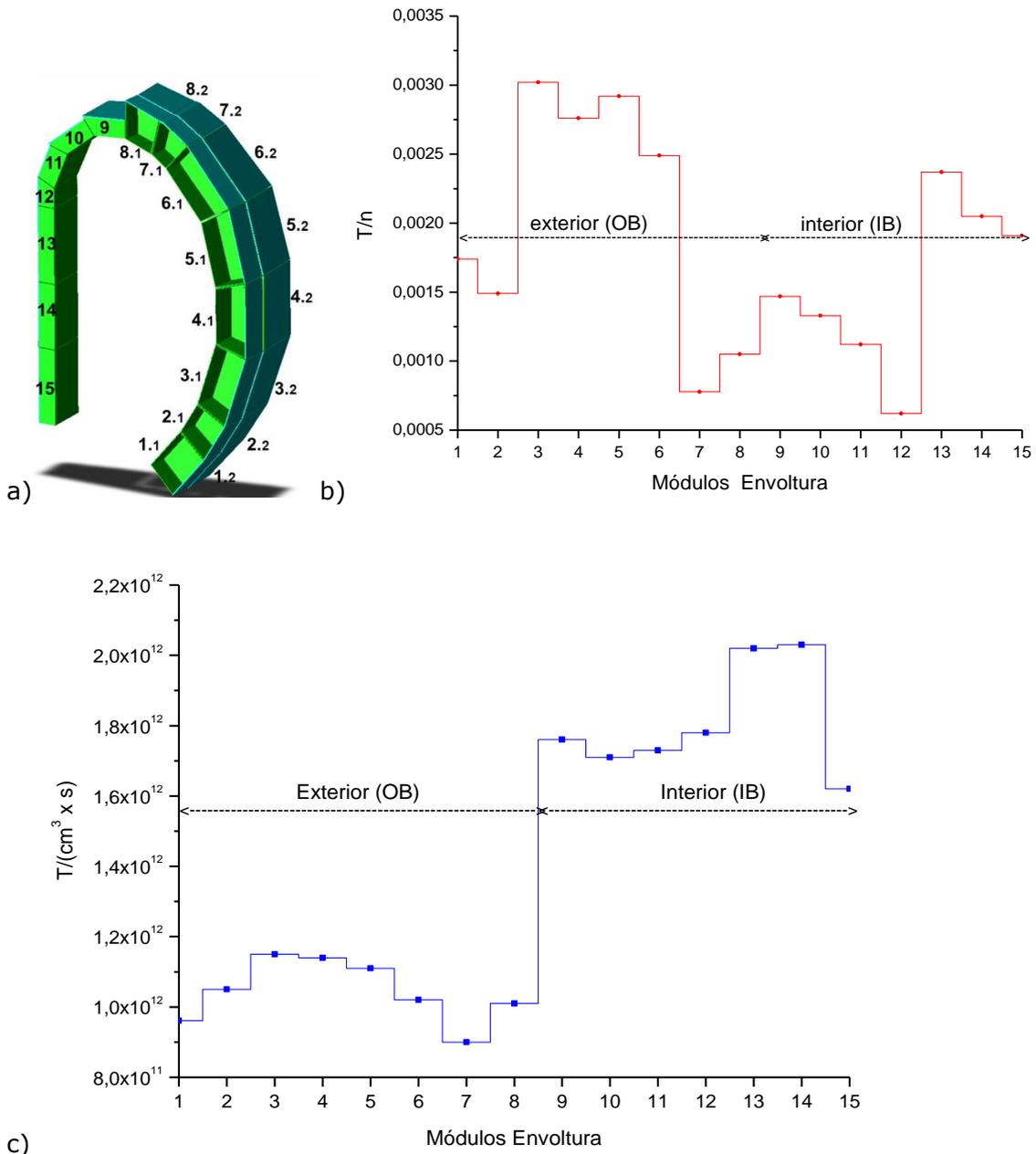


Figura A.7 a) Números identificativo de cada módulo a lo largo del ángulo poloidal; b) TBR local en cada módulo (entero) IB y OB; c) densidad de TPR [átomos T/cm³s] en las regiones poloidales IB y OB.

Tal como se puede observar, el lado IB es más eficiente que el OB en términos de TPR. El hecho de que el lado IB tenga 50 cm de espesor hace que la producción de tritio sea menor, por lo que sería posible conseguir una mayor eficacia de estos módulos IB ensanchando este área en caso de tener más espacio a disposición.

Además, la gran diferencia observada en la eficiencia del módulo 8 (IB) y del 9 (OB), indica que el espesor del módulo 9 debería ser modificado para aprovechar la enorme eficiencia de esa zona. Ambos módulos se encuentran en la zona superior de la zona regeneradora y pegados uno al otro, por lo tanto no resulta clara la razón de su distinto espesor ya que el espacio disponible debería ser muy similar.

Por último, y una vez más, es posible observar que los módulos puestos en la zona ecuatorial (13, 14 del lado IB) son los que contribuyen más a la producción de tritio. Si fuera posible, se debería incrementar el espesor de los módulos IB respecto a los OB.

De hecho, como se explicará en las secciones a continuación sobre el calentamiento nuclear de la bobina toroidal, el lado OB de la bobina necesita un blindaje más eficiente que podría conseguirse si se redujera el espacio utilizado por los módulos regeneradores del OB (especialmente en la zona ecuatorial donde la presencia del puerto ecuatorial hace más urgente esta necesidad) y usando el espacio recuperado para una cámara de vacío/blindaje más anchos en esa región. La reducción potencial del TBR que resultaría de esta reducción del espesor se podría compensar ensanchando los módulos IB sobre todo los ecuatoriales.

La tabla A.2 muestra en detalle los resultados de los cálculos de producción de tritio en términos de:

- ✓ TBR local en los módulos enteros,
- ✓ TBR en las regiones poloidales de 360°,
- ✓ TBR total en el lado IB y en el OB, siendo 0.35 y 0.8 respectivamente,
- ✓ TBR global, que amonta a 1.128, y
- ✓ Densidad de TPR en las regiones poloidales

Tabla A.2 Prestaciones de regeneración de tritio en los módulos de la envoltura WCLL.

	nº módulo	TBR en módulo	TBR en 360°	TBR total	volumen (cm ³)	Densidad TPR (T/cm ³ *s)
OB	1	1,74E-03	8,37E-02		1,36E+06	9,61E+11
	2	1,49E-03	7,15E-02		1,07E+06	1,05E+12
	3	3,02E-03	1,45E-01		1,98E+06	1,15E+12
	4	2,76E-03	1,32E-01		1,82E+06	1,14E+12
	5	2,92E-03	1,40E-01		1,98E+06	1,11E+12
	6	2,49E-03	1,20E-01		1,84E+06	1,02E+12
	7	7,78E-04	3,73E-02		6,49E+05	9,00E+11
	8	1,05E-03	5,06E-02	0,78	7,80E+05	1,01E+12
IB	9	1,47E-03	4,70E-02		6,28E+05	1,76E+12
	10	1,33E-03	4,25E-02		5,82E+05	1,71E+12
	11	1,12E-03	3,59E-02		4,85E+05	1,73E+12
	12	6,20E-04	1,98E-02		2,61E+05	1,78E+12
	13	2,37E-03	7,57E-02		8,81E+05	2,02E+12
	14	2,05E-03	6,55E-02		7,56E+05	2,03E+12
	15	1,91E-03	6,11E-02	0,348	8,82E+05	1,62E+12
			1,128			

El valor global de 1.128 para el TBR está por encima del valor de 1.1 considerado habitualmente como la referencia para garantizar la autosuficiencia del reactor en términos de producción de tritio.

Análisis complementarios

Para permitir una evaluación preliminar de la eficiencia del blindaje de la estructura radial de DEMO1, dependiendo del concepto de envoltura utilizada, se necesita evaluar el calentamiento nuclear y en especial la densidad de potencia depositada en el conductor de la bobina de campo toroidal (TF) en el plano ecuatorial interior.

En la tabla A.3 se describe la estructura radial (*radial build*) del modelo DEMO WCLL desarrollado.

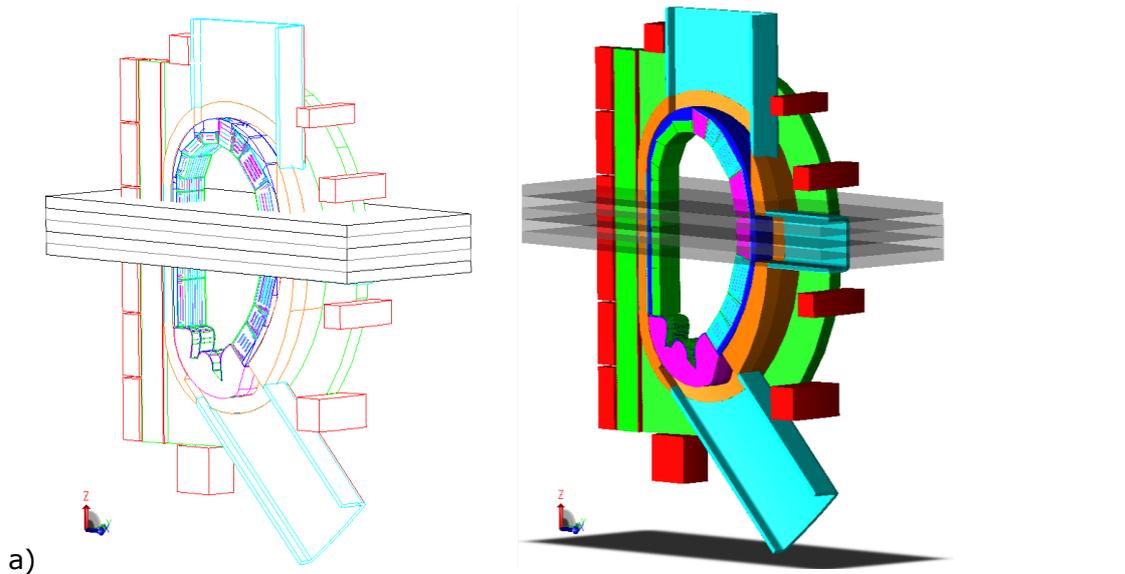
Tabla A.3 Estructura radial (*radial build*) del modelo neutrónico DEMO1 WCLL en la zona ecuatorial interior (IB)

Componente	Espesor Radial [mm]	Coordenada Radial [mm]	Material (mix)
Primera pared + Envoltura	500	6490.5 – 5990.5	Diseño WCLL (ver tabla A.1)
Espacio (si hay)	-	-	-
Colector	212.8	5990.5 – 5777.7	Diseño WCLL (ver tabla A.1)
Espacio (si hay)	47.7	5777.7 - 5730	vacío
pared delantera VV	50	5730 - 5680	Acero austenítico
Blindaje/CámaraVacío	467	5680 - 5213	80% acero, 20% agua borada
pared trasera VV	50	5213 - 5163	Acero austenítico
Espacio (si hay)	60	5163 - 5103	vacío
Camisa bobina	50	5103 - 5053	Acero criogénico
Bobina toroidal	1313	5053 - 3740	r-epoxi, Nb ₃ Sn, bronce, Cu, He, acero, vacío
Camisa bobina	50	3740 - 3690	Acero criogénico

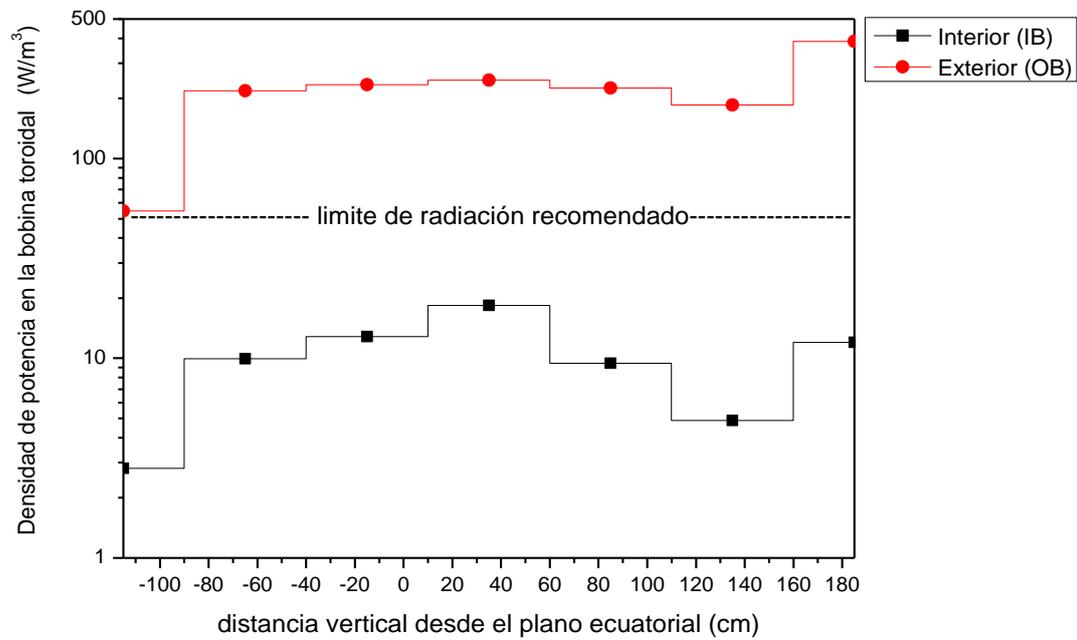
Para realizar los cálculos de calentamiento nuclear en la región ecuatorial del conductor de la bobina de campo toroidal, se han seleccionado, las zonas ecuatoriales que se muestran en color gris en la figura A.8a.

Se ha calculado el calentamiento nuclear promediando en las regiones poloidales delimitadas por los planos perpendiculares al eje z situados en 160, 110, 60, 10, -40, y -90 cm desde el plano ecuatorial (z=0). Esto significa que se han obtenido los resultados en 5 regiones de 50 cm de espesor y, además, la media global de potencia depositada en la bobina por encima del plano z=160 cm y por debajo del plano z=-90 cm.

Como se puede observar en la figura A.8b y la tabla A.4, los valores en la región ecuatorial IB cumplen con las nuevas recomendaciones para el calentamiento nuclear del devanado que actualmente está establecido en 50 W/m³ (20 veces menor que el análogo requerimiento de ITER) [105] mientras que los valores en el OB lo exceden.



a)



b)

Figura A.8 a) Planos horizontales (en gris) que determinan las 5 regiones ecuatoriales de 50 cm de espesor en las cuales se ha evaluado el calentamiento nuclear en la bobina toroidal (en verde); b) resultados del calentamiento nuclear en el lado ecuatorial IB (línea negra) y OB (línea roja) de la bobina toroidal. La línea discontinua representa el límite actual establecido para DEMO (50 W/m³).

Tabla A.4 Calentamiento nuclear (*Nuclear heating*) en el devanado de la bobina de campo toroidal (TF coil) (W/m^3)

Distancia desde el plano $Z=0$ (cm)	Nuclear Heating en lado IB de TF coil (W/m^3)	Nuclear Heating en lado OB de TF coil (W/m^3)
> 160	12,00	386,73
160 : 110	4,88	185,59
110 : 60	9,44	225,93
60 : 10	18,40	246,59
10 : -40	12,84	234,21
-40 : -90	9,94	218,76
< -90	2,81	54,57

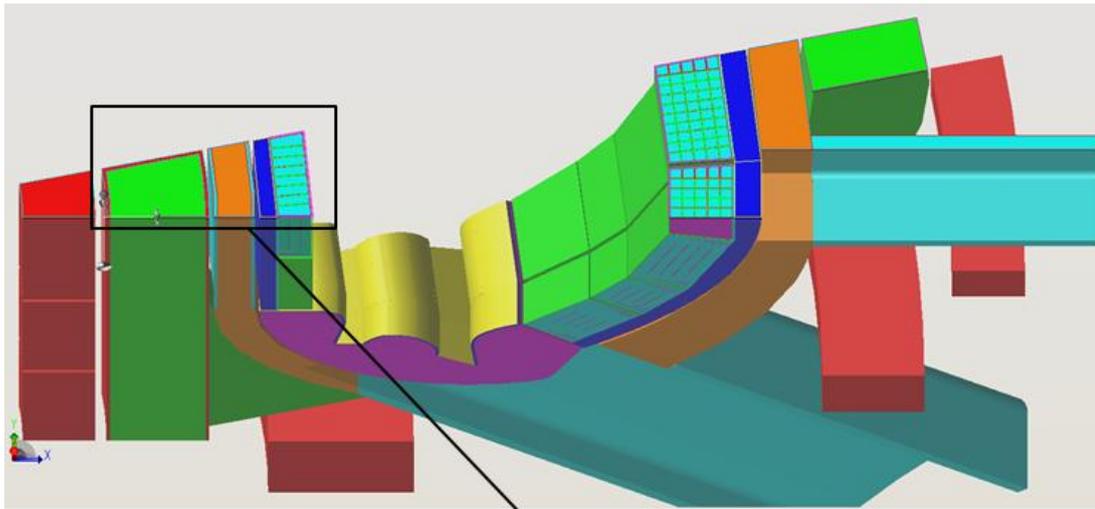
La explicación del distinto comportamiento del IB y del OB se encuentra en la presencia de un puerto ecuatorial que actúa como un canal abierto para neutrones y fotones que, casi inalterados, pueden depositar su energía en la zona ecuatorial de la bobina toroidal. Para evitarlo, se debería proporcionar un blindaje mejor en esta zona, además aprovechando la posible reducción en el tamaño de los módulos regeneradores en esta región debido a las buenas prestaciones de regeneración de tritio conseguidas, como se ha explicado anteriormente en la sección sobre cálculo del TBR. Además, el lado IB de la bobina, a diferencia del lado OB, está protegido por las dos paredes, delantera y trasera, de la cámara de vacío (*front and back wall*) y por la camisa de la bobina (el *TF coil casing*), que contribuyen ambos a proporcionar un blindaje más eficiente en la zona IB de la bobina.

Para tener información sobre las capacidades de blindaje globales de todo el diseño y entender las diferencias en la atenuación de la radiación dependiendo del concepto de envoltura utilizado, se ha evaluado el perfil radial de potencia depositada en todos los componentes desde la primera pared hasta la bobina, en la zona ecuatorial interior (promediando sobre regiones de 50 cm entre los planos $z=10$ cm y $z=60$ cm).

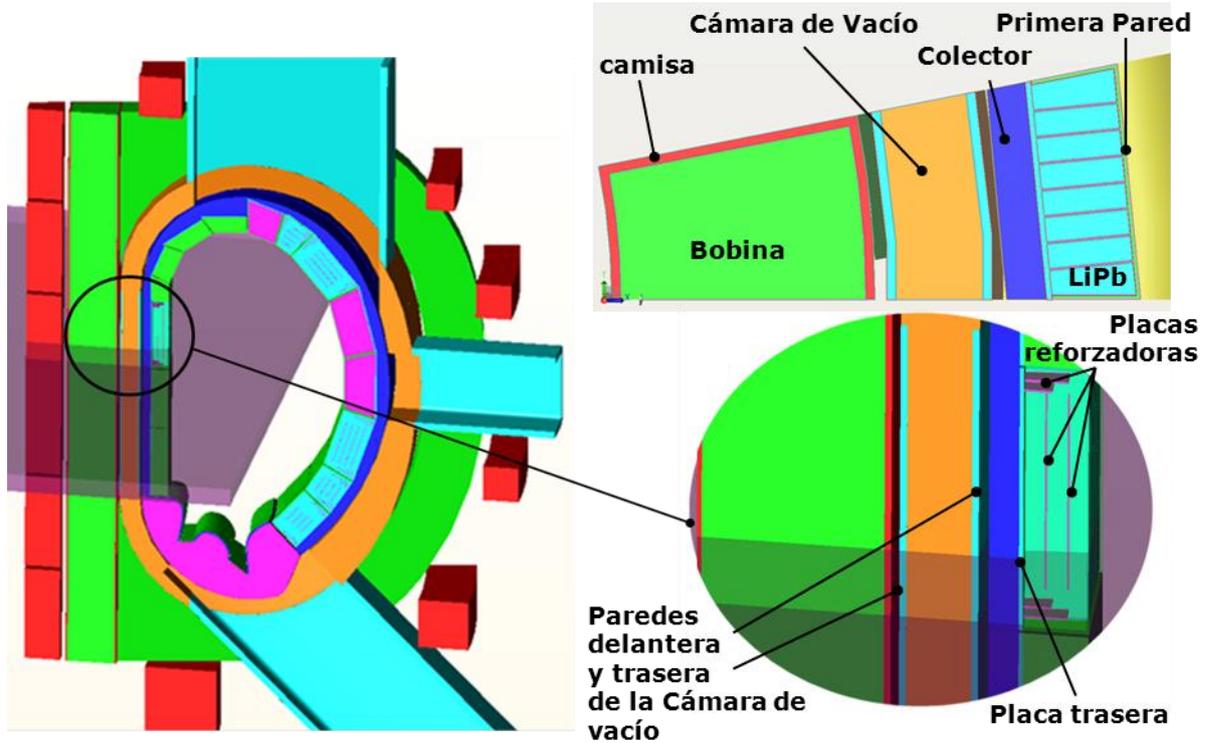
La figura A.9 muestra una sección horizontal y una vista vertical del sector DEMO evidenciando la región ecuatorial IB en la cual se han calculado los valores.

Los resultados de la densidad de potencia media en los diferentes elementos se resumen en la tabla A.5 y en figura A.10.

Como se puede observar, la Cámara de vacío (VV) es capaz de reducir la potencia depositada en 3 órdenes de magnitud desde la pared delantera (*front wall*) a la trasera (*back wall*). De nuevo, el valor medio de la potencia depositada en la bobina toroidal es menor que el límite establecido para DEMO.



a)



b)

Figura A.9 a) Sección horizontal del sector de 11.25° del reactor. En el cuadrado: los componentes IB en los cuales se ha calculado la densidad de potencia. b) Vista vertical del sector con los planos (en violeta) que delimitan la zona de 50 cm en el cual se han realizado los cálculos. En el círculo: detalle de los componentes IB en los cuales se han efectuado los cálculos.

Tabla A.5 Valores medios, en una región poloidal de 50 cm alrededor del plano ecuatorial, de la densidad de potencia depositada (W/cm^3) en el lado interior (IB) de todos los componentes, desde la primera pared hasta la bobina toroidal.

Elemento		Espesor (mm)	total (mm)	volumen (cm^3)	masa (gr)	MeV/gr	Incertid. relativa	Pot.Dep. (W/cm^3)
Envoltura	Primera Pared			1.02E+04	5.93E+04	6.16E-07	0.0005	1.34E+01
	LiPb			1.27E+04	1.24E+05	2.56E-07	0.0008	9.37E+00
	rejilla de refuerzo			5.94E+02	4.64E+03	8.05E-08	0.0041	2.36E+00
	rejilla de refuerzo			4.18E+02	3.27E+03	2.53E-08	0.0084	7.43E-01
	Placa trasera	500	500	9.48E+03	7.37E+04	1.58E-08	0.0033	4.62E-01
Colector		212.8	712.8	4.64E+04	1.40E+05	6.82E-08	0.0015	7.72E-01
Espacio		47.7	760.5					-
Blindaje/ Cámara de vacío	Pared delantera	50	810.5	1.36E+04	1.10E+05	9.37E-09	0.0045	2.85E-01
		467	1277.5	2.98E+05	2.00E+06	1.16E-09	0.0031	2.93E-02
	Pared trasera	50	1327.5	5.54E+03	4.49E+04	9.30E-12	0.2802	2.83E-04
Espacio		60	1387.5					-
Bobina Toroidal	camisa	50	1437.5	7.13E+03	5.60E+04	4.06E-12	0.2442	1.20E-04
	devanado	1313	2750.5	1.62E+05	8.93E+05	1.04E-12	0.2286	2.15E-05

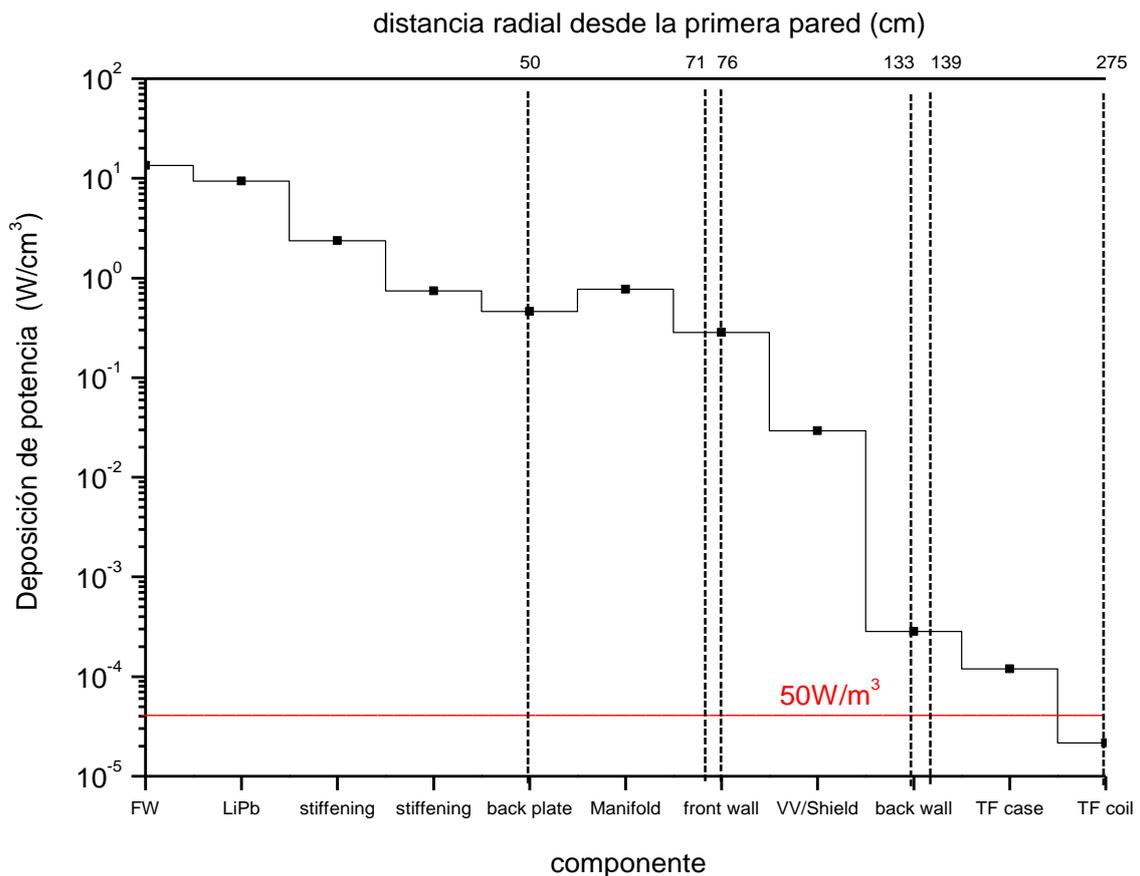


Figura A.10 Densidad de potencia depositada (W/cm^3) en el lado ecuatorial IB del reactor. Los valores son medios en las zonas poloidales de 50 cm y se han calculado para todos los componentes desde la primera pared (FW) hasta la bobina toroidal (TF coil). La línea discontinua representa el límite actual establecido para DEMO ($50 W/m^3$).

REFERENCIAS

- [1] G. McCracken, P. Stott, *Fusion the Energy of the Universe*, ISBN: 0-12-481851-X, Elsevier Inc, 2005).
- [2] J.D. Lawson, *Some Criteria for a Power Producing Thermonuclear Reactor*, In Proc. Phys. Soc. (London) B70, 1957.
- [3] W.M. Stacey, *Fusion Plasma Physics*, ISBN: 3-527-40586-0 WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Weinheim 2005.
- [4] <http://www.iter.org>
- [5] EFDA, *A conceptual study of commercial fusion power plants, Final report of the European fusion power plant conceptual study (PPCS)*, EFDA-RP-RE-5.0, 2005.
- [6] S. Malang, K. Schleisiek, et al., *Dual Coolant Blanket Concept*, Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK 5424, November 1994.
- [7] S. Malang, V. Casal, K.Arheidt, U. Fischer, W. Link, K. Rust, *Liquid metal cooled blanket for NET*, in Proc. of 14th SOFT, Avignon, France, Vol. 2, 1273-1280, Sept. 1986.
- [8] M.S. Tillack, S. Malang, *High Performance PbLi blanket*, Proceedings of the 17th IEEE/NPSS Symposium on Fusion Engineering, San Diego CA, October 1997.
- [9] M.S. Tillack, X. R. Wang, J. Pulsifer, S. Malang, D. K. Sze, M. Billone, I. Sviatoslavsky and the ARIES Team, *Fusion power core engineering for the ARIES-ST power plant*, Fusion Eng. and Design 65 215-261, 2003.
- [10] P. Norajitra, L. Buehler, A. Buenaventura, E. Diegele, U. Fischer, S. Gordeev, E. Hutter, R. Kruessmann, S. Malang, A. Orden, G. Reimann, J. Reimann, G. Vieider, D. Ward, F. Wasastjerna, *Conceptual Design of the Dual-Coolant Blanket within the Framework of the EU Power Plant Conceptual Study (TW2-TRP-PPCS12)*, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, FZKA 6780, 2003.
- [11] J. Li, Y. Wu, S. Zheng, *Preliminary neutronics design of the dual-cooled lithium lead blanket for FDS-II*, in: Proceedings of the 23rd Symposium on Fusion Technology, Venice, Italy, Sep. 20-24, 2004.
- [12] H. Wang, Y. Wu, W. Wang, *Preliminary thermal hydraulics design of the dual-cooled lithium lead blanket for FDS-II*, in: Proceedings of the 23rd Symposium on Fusion Technology, Venice, Italy, Sep. 20-24, 2004.
- [13] A.R. Raffray, L. El-Guebaly, S. Malang, X. R. Wang, L. Bromberg, T. Ihli, B. Merrill, L. Waganer, and the ARIES-CS Team, *Engineering Design and Analysis of the ARIES-CS Power Plant*, Fusion Science and Technology 54 (3), Pages 725-746, 2008.
- [14] C.P.C. Wong, S. Malang, M. Sawan, M. Dagher, S. Smolentsev, B. Merrill, M. Youssef, S. Reyes, D.K. Sze, N. B. Morley, S. Sharafat, P. Calderoni, G. Sviatoslavsky, R. Kurtz, P. Fogarty, S. Zinkle, M. Abdou, *An overview of dual coolant Pb-17 Li breeder first wall and blanket concept development for the US ITER-TBM design*, Fusion Eng. and Design 81, 461-467, 2006.
- [15] C.P.C. Wong, M. Abdou, M. Dagher, Y. Katoh, R.J. Kurtz, S. Malang, E.P. Marriottt, B.J. Merrill, K. Messadek, N.B. Morley, M.E. Sawan, S. Sharafat, S. Smolentsev, D.K. Sze, S. Willms, A. Ying, M.Z. Youssef, *An overview of the US DCLL ITER-TBM program*, Fusion Engineering and Design, Volume 85, Issues 7-9, Pages 1129-1132, December 2010.
- [16] Y. Wu and the FDS Team, *Design status and development strategy of China liquid lithium-lead blankets and related material technology*, J. Nucl. Mater. 367-370, 1410-1415, 2007.

- [17] Y. Wu and the FDS Team, *Overview of Liquid Lithium Lead Breeder Blanket Program in China*, *Fusion Engineering and Design*, Fusion Engineering and Design, Volume 86, Issues 9–11, Pages 2343-2346, October 2011.
- [18] P. Norajitra, L. Buehler, U. Fischer, K. Kleefeldt, S. Malang, G. Reimann, H. Schnauder, G. Aiello, L. Giancarli, H. Golfier, Y. Poitevin, J.F. Salavy, *The second Advanced Lead Lithium Blanket Concept Using ODS Steel as Structural Material and SiF/SiC Flow Channel Inserts as Electrical and Thermal Insulators*, (Task PPA 2.5), Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe, FZKA 6385, 1999.
- [19] S. Malang, M. Tillack, C.P.C. Wong, N. Morley, S. Smolentsev, *Development of the Lead Lithium (DCLL) Blanket Concept*, *Fusion Science And Technology* Vol. 60 July 2011.
- [20] D. Maisonnier, *European DEMO design and maintenance strategy*, *Fusion Engineering and Design* 83, 858–864, 2008.
- [21] S. Malang, F. Najmabadi, L. Waganer, M. Tillack, *ARIES-RS maintenance approach for high availability*, *Fusion Engineering and Design* 41, 1998.
- [22] S. Ueda, S. Nishio, R. Yamada, Y. Seki, R. Kurihara, J. Adachi, *et al.*, *Maintenance and materials aspects of DREAM*, *Fusion Engineering and Design* 48, 521–526, 2000.
- [23] E. Bogusch, R. Gottfried, D. Maisonnier, *Blanket handling concepts for future fusion power plants*, *Fusion Engineering and Design* 69, 135–139, 2003.
- [24] T. Ihli, L.V. Boccaccini, G. Janeschitz, C. Koehly, D. Maisonnier, D. Nagy, C. Polixa, J. Rey, P. Sardain, *Recent progress in DEMO fusion core engineering: Improved segmentation, maintenance and blanket concepts*, *Fusion Engineering and Design* 82, 2705–2712, 2007.
- [25] E. Magnani, L. Cachon, T. Ihli, J. West, *Recent In-Vessel Integration Concepts for a European Demo Reactor*, *Fusion Science and Technology* Vol. 56 Aug. 2009.
- [26] P. Norajitra *et al.* FZKA6780 *Conceptual Design of the Dual-Coolant Blanket within the framework of the EU Power Plant Conceptual Study (TW2-TRP-PPCS12)*, Final Report ISSN 0947-8620, 2003.
- [27] D. Pelowitz, *MCNPX User's manual*, Version 2.6, April 2008.
- [28] X-5 Monte Carlo Team, *MCNP – A General N-Particle Transport Code, Version 5 – Volume I: Overview and Theory*, LA-UR-03-1987, April 2003.
- [29] Los Alamos National Laboratory, www.mcnpgreen.lanl.gov/lanlreports.html
- [30] R. Pampin *et al.*, Report for WP12-DTM04-11: *Comparison of Monte Carlo Codes*, Generic Evaluation of Alternative Monte Carlo Codes, EFDA_D_2M825F, 2013.
- [31] O. Petit *et al.*, *TRIPOLI version 4 user guide*, CEA-R-6169, 2008.
- [32] J. Leppanen, Proc. ANS MC2005 conference, Avignon, Sept 2005.
- [33] <http://www.sercoassurance.com/answers/>
- [34] K. Niita *et al.*, AIP Conf. Proc. 896, p61, 2007.
- [35] <http://mcuproject.ru/eabout.html>
- [36] S. Agostinelli *et al.*, *Nuc. Ins. Meth.* 506-3, p250, 2003.
- [37] A. Fasso *et al.*, *FLUKA multi-particle transport code*, CERN-2005-10, 2005.
- [38] J. Sanz, O. Cabellos, N. Garria-Herranz, *ACAB-2008, Activation ABacus Code V2008*, NEA Data Bank (NEA-1839), 2009.

- [39] A.G. Croff, *ORIGEN2 revised and updated version of Oak Ridge isotope generation and depletion code*, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-5621, 1980.
- [40] IAEA Nuclear Data Section. E. T. Cheng, R. A. Forrest, A. Pashchenko, Report on the Second International Activation Calculation Benchmark Comparison Study, IAEA, Viena, Austria, IND-C(NDS)-300, February 1994.
- [41] R.A. Forrest, J-Ch. Sublet, *FISPACT-99: User Manual*, UKAEA FUS 407, EURATOM / UKAEA Fusion Association, 1998.
- [42] K. Shibata, *et al.*, *Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3*, J. Nucl. Sci. Tech. 39, 1125, 2002.
- [43] D. Lopez Al-dama, A. Trokov, *FENDL-2.1 Update of an evaluated nuclear data library for fusion applications*, IAEA Report INDC (NDS)-467, 2004.
- [44] A. Koning, *et al.* (Ed.), *The JEFF-3.1 Nuclear Data Library*, JEFF Report 21, OECD Nuclear Energy Agency, 2006.
- [45] M.B. Chadwick, P. Oblozinsky, M. Herman, N.M. Greene, R.D. McKnight, D.L. Smith, *et al.*, *ENDF/B-VII.0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology*, Nucl. Data Sheets 107, 2931–3060, 2006.
- [46] H.R. Trellue, R.C. Little, M.C. White, R.E. MacFarlane, A.C. Kahler, *ENDF70: A Continuous-Energy MCNP Neutron Data Library Based on ENDF/B-VII.0*, Nuclear Technology, Volume 168, Number 3, Pages 832-836, December 2009.
- [47] <https://www-xdiv.lanl.gov/projects/data/nuclear/mcnpdata/endl70.html>
- [48] M.C. White, *Photoatomic Data Library MCPLIB04: A New Photoatomic Library Based On Data From ENDF/B-VI Release 8*, LANL internal memorandum X-5:MCW-02-111 and LA-UR-03-1019, 2002.
- [49] <https://www-xdiv.lanl.gov/projects/data/nuclear/mcnpdata/mcplib.html>
- [50] D.E. Cullen, M.H. Chen, J.H. Hubbell, S.T. Perkins, E.F. Plechaty, J.A. Rathkopf, J.H. Scofield, *Tables And Graphs Of Photon Interaction Cross Sections From 10 eV To 100 GeV Derived From The LLNL Evaluated Photon Data Library (EPDL)*, UCRL-50400, Volume 6, Rev. 4, Part A: Z = 1 to 50 and Part B: Z = 51 to 100, Lawrence Livermore National Laboratory, 1989.
- [51] R.A. Forrest, J. Kopecky, J.-Ch. Sublet, *The European Activation File: EAF-2007 neutron-induced cross section library*, UKAEA FUS 535, March 2007.
- [52] Y. Wu, FDS Team, *CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation*, Fusion Engineering and Design 84, 1987-1992, 2009 and *MCAM 4 User Manual*, FDS Team, Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Science.
- [53] I. Palermo *et al.*, Final report on the EFDA task WP12-DTM-04-12: *Tools for CAD geometry import in MC Tool*, EFDA_D_2D4AJN v1.0, March 2013.
- [54] U. Fischer, P. Pereslavitsev *et al.*, Final report on the EFDA task TW6-TRP-005, Deliverable 1a: *Model Generation and Neutronic Design Analyses for the European DEMO Conceptual Study*, July 2008.
- [55] D. Grosse, H. Tsige-Tamirat, *Current Status of the CAD Interface Program McCad for MC Particle Transport Calculations*, in Proc. of Int. Conf. on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics, Saratoga Springs, New York, May 3-7, 2009.
- [56] J. Juanas, I. Fernández, *Diseño de componentes internos y externos del Programa Consolider TECNO FUS*, Technical Report, EURATOM-CIEMAT Association, Ref: CSD2008-079, 2009.

- [57] M.E. Sawan, M.Z. Youssef, *Three-dimensional neutronics assessment of dual coolant molten salt blankets with comparison to one-dimensional results*, Fusion Engineering and Design 81, 505–511, 2006.
- [58] P.P.H. Wilson, R. Feder, U. Fischer, M. Loughlin, L. Petrizzi, Y. Wu, M. Youssef, *State-of-the-art 3-D radiation transport methods for fusion energy systems*, Fusion Engineering and Design 83, 824–833, 2008.
- [59] M.E. Sawan, M.A. Abdou, *Physics and technology conditions for attaining tritium self-sufficiency for the DT fuel cycle*, Fusion Engineering and Design 81, 1131–1144, 2006.
- [60] M. Song, M.Z. Youssef, M.A. Abdou, A.R. Raffray, *Impact of neutronics considerations on the selection of solid breeder and multiplier materials and configurations*, Fusion Engineering and Design 10, 47–55, 1989.
- [61] J. von Neumann, *letter to R.D. Richtmyer*, Statistical Methods in Neutron Diffusion, LANL report LAMS-551, <http://library.lanl.gov/cgi-bin/getfile?00329286.pdf>, 1947.
- [62] N. Metropolis, S. Ulam, *The Monte Carlo method*, Journal of the American Statistical Association 44:335–341, 1949.
- [63] G. Goertzel, M. H. Kalos, *Monte Carlo Methods in Transport Problems*, Progress in Nuclear Energy, Series I, Physics and Mathematics, Vol. 2, 1958.
- [64] E.D. Cashwell, C.J. Everett, *A Practical Manual on the Monte Carlo Method for Random Walk Problems*, Pergamon Press, London, 1959.
- [65] Y.A. Schreider, *The Monte Carlo Method*, Pergamon Press, NY 1966.
- [66] J. Spanier and E. M. Gelbard, *Monte Carlo Principles and Neutron Transport Problems*, Addison- Wesley, Reading, MA 1969.
- [67] M.H. Kalos, P.A. Whitlock, *Monte Carlo Methods. Volume I: Basics*, John Wiley & Sons, NY 1986.
- [68] I. Lux, L. Koblinger, *Monte Carlo Particle Transport Methods: Neutron and Photon Calculations*, CRC Press, Boston 1991.
- [69] E.E. Lewis, W. F. Miller, *Computational Methods of Neutron Transport*, American Nuclear Society, Inc., LaGrange Park, IL 1993.
- [70] S.A. Dupree, S.K. Fraley, *A Monte Carlo Primer – A Practical Approach to Radiation Transport*, Kluwer Academic, NY 2002.
- [71] S.A. Dupree, S.K. Fraley, *A Monte Carlo Primer – Volume 2*, Kluwer Academic, NY 2004.
- [72] F.B. Brown, *Fundamentals of Monte Carlo Particle Transport*, LA-UR-04-8817 Dec, 2004.
- [73] D.L. Smith, *Evaluation of candidate blanket materials for fusion reactor blanket applications*, Journal of Nuclear Materials, 122–123, 51–65, 1984.
- [74] E. Mas de les Valls et al., *Lead–lithium eutectic material database for nuclear fusion technology*, Journal of Nuclear Materials 376, 353–357, 2008.
- [75] R.L. Klueh, *Chromium-molybdenum steels for fusion reactor first walls - a review*, Nuclear Engineering and Design 72(3), 329–344, 1982.
- [76] R.L. Klueh, E.E. Bloom, *The development of ferritic steels for fast induced-radioactivity decay for fusion reactor applications*, Fusion Engineering and Design 2, 383–389, 1985.
- [77] K. Ehrlich, et al. *The development of ferritic-martensitic steels with reduced long-term activation*, Journal of Nuclear Materials 212–215 (Part 1), 678–683, 1994.

- [78] K. Ehrlich *et al.*, *The Development of Structural Materials for Reduced Long-Term Activation*, ASTM Special Technical Publications, STP 1270, pp. 1109–1122, 1996.
- [79] F. Tavassoli, *Draft A3.S18E Eurofer Steel*, 2003.
- [80] R. Lindau, W. Diezt, A. Alamo, *Procurement Specification Reduced Activation Ferritic Martensitic Steel Type 9 CrWTaV*, European Blanket project structural materials, 1997.
- [81] R. Lindau, *Order of EUROFER Heats (TTMS-EP 01/622)*, Nuclear Fusion Programme Annual Report of the Association Forschungszentrum Karlsruhe/EURATOM Oct 2002 - Sept 2003, FZKA 6966, <http://bibliothek.fzk.de/zb/berichte/FZKA6966.pdf>, 2004.
- [82] ITER Material Properties Handbook (MPH), ITER Doc. S 74 RE1, ITER-AA03-1100
- [83] A.A. Tavassoli, *Assessment of Austenitic Stainless Steels*, ITER Task BL-URD3, N.T. SRMA 94-2061, April 1994.
- [84] E. Lucon *et al.*, *The European effort towards the development of a demo structural material: irradiation behaviour of the European reference RAFM steel EUROFER*, Fusion Engineering and Design 81 917-923, 2006.
- [85] D.S. Gelles, *Microstructural development in reduced activation ferritic alloys irradiated up to 200 dpa at 420 °C*, J. Nucl. Mater. 212–215, 714–719, 1994.
- [86] J.J. Kai, R.L. Klueh, *Microstructural analysis of neutron irradiated martensitic steels*, J. Nucl. Mater. 230, 116–123, 1996.
- [87] R.L. Klueh, J.M. Vitek, *Elevated-temperature tensile properties of 9Cr–1MoVNb steel*, J. Nucl. Mater. 132, 27–31, 1985.
- [88] R.L. Klueh, J.M. Vitek, *Tensile properties of 9Cr–1MoVNb and 12Cr–1MoVW steels irradiated to 23 dpa at 390 to 550 °C*, J. Nucl. Mater. 182, 230–239, 1991.
- [89] ITER Materials Assessment Report (MAR), ITER Doc. G 74 MA 10 01-07-11 W0.3, (internal project document distributed to the ITER Participants)
- [90] A.A.F. Tavassoli, *Extending ITER materials design to welded joints*, Journal of Nuclear Materials 367–370, 1316–1324, 2007.
- [91] C.M.E. van Thoor, E.W. Schuring, D.S. d’Hulst, *Multi-pass TIG welding of 5 and 10 mm thick irradiated stainless steel type 316L(N)-IG*, report NRG, 20294/02.54014/P, Petten, August 2003.
- [92] M. Presas, J.Y. Pastor, J. Llorca, *Comportamiento mecánico de espumas cerámicas de SiC*, Anales de Mecánica de la Fractura Vol. II, 2006.
- [93] M.E. Enrique Magariñoa *et al.*, *Propiedades mecánicas de Carburo de Silicio poroso de estructura celular abierta*, IIIV Congreso de Propiedades Mecánicas de Sólidos, Gandía, 699-704, 2002.
- [94] A.A. Harms, D.R. Kingdon, K.F. Schoepf, G.H. Miley, *Principles of Fusion Energy*, chapter 13.6, p228, World Scientific, 2000.
- [95] Y. Ueda *et al.*, *Recent progress of tungsten R&D for fusion application in Japan*, Physica Scripta T145, 014029 (6pp), 2011.
- [96] I. Palermo, J.M. Gómez Ros, *Simulación con MCNPX del término fuente para la emisión neutrónica del plasma*, CONSOLIDER-TN-T01-CN-SIMNEU-001, ISBN: 978-84-7834-643-1, 2010.
- [97] Y. Watanabe, M.Z. Youssef, M. Song, A.R. Raffray, *Neutronic performance of a helium-cooled breeder blanket and shield for ITER*, Fusion Technol. 15, 475-480, 1989.

- [98] P. Martín, E. Castro, M.G. Haines, *Collisional diffusion in toroidal plasmas with elongation and triangularity*, Phys. Plasmas 14, 052502, 2007.
- [99] M.A. Abdou, E.L. Vold, C.Y. Gung, M.Z. Youssef, K. Shin, *Deuterium-Tritium fuel self-sufficiency in fusion reactors*, Fusion Technology vol.9 p255-285, 1986.
- [100] L. El-Guebaly, S. Malang, *Towards the ultimate goal of tritium self-sufficiency: technical issues and requirements imposed on ARIES advanced power plants*, Fusion Eng. Des. 2071–2083, 2009.
- [101] U. Fischer, P. Pereslavitsev, D. Grosse, V. Weber, A. Li Puma, F. Gabriel, *Nuclear design analyses of the helium cooled lithium lead blanket for a fusion power demonstration reactor*, Fusion Engineering and Design 85, 1133–1138, 2010.
- [102] D. Maisonnier, P. Sardain, *DEMO cross-section*, EFDA Memo, December 2006.
- [103] U. Fischer *et al.*, *Neutronics design analyses of fusion power reactors based on a novel integral approach*, Fusion Engineering and Design 84, 2-6, p.323-328, Jun. 2009.
- [104] J.L. Duchateau, CEA, *First comments on Nuclear design limits for Demo TF coil*, Memo, November 18, 2011.
- [105] J.L. Duchateau, P. Hertout, B. Saoutic, P. Magaud, J.F. Artaud, G. Giruzzi, J. Bucalossi, J. Johner, P. Sardain, F. Imbeaux, J.M. Ané, A. Li-Puma, *Conceptual design for the superconducting magnet system of a pulsed DEMO reactor*, Fusion Engineering and Design 88, 1609– 1612, 2013.
- [106] ITER General Design Requirements Document (GDRD), S10 GDRD 2 95-02-10 F1.0. June 1995.
- [107] M.J. Loughlin *et al.*, *Nuclear Shielding for the Toroidal Field Coils of ITER*, Fusion Sci. Technol., 60, 81, July 2011.
- [108] V. Barabash, The ITER International Team, *et al.*, *Materials challenges for ITER – Current status and future activities*, Journal of Nuclear Materials 367–370, 21–32, 2007.
- [109] R. Villari *et al.*, *Neutronic analysis of the JT-60SA toroidal magnets*, Fusion Engineering and Design 84, 1947-1952, 2009.
- [110] A.M. Sukegawa, S. Sakurai, K. Masaki, K. Kizu, K. Tsuchiya, Y.K. Shibama, T. Hayashi, H. Tamai, M. Matsukawa, *Safety design of radiation shielding for JT-60SA*, Fusion Engineering and Design 82, 2799–2804, 2007.
- [111] A. Ibarra, G. Veredas, I. Fernández, *CIEMAT DCLL design*, 1st EU-US DCLL Workshop, Karlsruhe, April 23-24th 2013.
- [112] U. Fischer, *Fusion Neutronics Lecture-II*, Fusion Technology Summer School 2009.
- [113] I. Fernández, L. Sedano, *Design analysis of a lead–lithium/supercritical CO₂ Printed Circuit Heat Exchanger for primary power recovery*, Fusion Engineering and Design, Volume 88, Issues 9–10, Pages 2427-2430, October 2013.
- [114] J.I. Linares, L.E. Herranz, B.Y. Moratilla, I.P. Serrano, *Power conversion systems based on Brayton cycles for fusion reactors*, Fusion Engineering and Design, Volume 86, Issues 9–11, Pages 2735-2738, October 2011.
- [115] E. Mas de les Valls, L. Batet, V. de Medina, J. Fradera, M. Sanmartí, L.A. Sedano, *Influence of thermal performance on design parameters of a He/LiPb dual coolant DEMO concept blanket design*, Fusion Engineering and Design, Volume 87, Issues 7–8, Pages 969-973, August 2012.

- [116] E. Mas de les Valls, L. Batet, V. de Medina, J. Fradera, L.A. Sedano, *Qualification of MHD effects in dual-coolant DEMO blanket and approaches to their modelling Fusion Engineering and Design*, Volume 86, Issues 9–11, Pages 2326-2329, October 2011.
- [117] G. Veredas, J. Fradera, I. Fernández, L. Batet, I. Peñalva, L. Mesquida, J. Abellà, J. Sempere, I. Martínez, B. Herrazti, L. Sedano, *Design and qualification of an on-line permeator for the recovery of tritium from lead–lithium eutectic breeding alloy*, Fusion Engineering and Design, Volume 86, Issues 9–11, Pages 2365-2369, October 2011.
- [118] C. Moreno, *Preliminary study of tritium transport in a DCLL Blanket for DEMO*, Informe CONSOLIDER.
- [119] W. Kuan *et al.*, *A new approach for assessing the required tritium breeding ratio and startup inventory in future fusion reactors*, Fusion Technology 35, May 1999.
- [120] U. Fischer, P. Batistoni *et al.*, *EU blanket design activities and neutronics support efforts*, Fusion Sci. Technol., 47, pp. 1052–1059, 2005.
- [121] Y.K. Lee, *Analysis of the tritium breeding ratio benchmark experiments using the Monte Carlo code TRIPOLI-4*, Fusion Engineering and Design, Volume 85, Issues 7–9, Pages 1125-1128, December 2010.
- [122] ISO 8529-1:2001(E), 2001.
- [123] G.A. Esteban Alcalá, *Cinética de los isótopos del hidrógeno en materiales de interés para la tecnología de los reactores de fusión*, Tesis doctoral, Universidad del País Vasco, 2002.
- [124] E. Alonso García, *Modelo atomístico de producción y acumulación de daño en hierro y vanadio*, Tesis doctoral, Universidad Politécnica de Madrid, 2000.
- [125] R. Aymar *et al.*, *The ITER design*, Plasma Phys. Control. Fusion, 44 519, 2002.
- [126] K. Tsuchiya *et al.*, *Re-weldability tests of irradiated austenitic stainless steel by a TIG welding method*, Journal of Nuclear Materials 283-287 1210-1214, 2000.
- [127] I. Palermo, J.M. Gómez-Ros, J. Sanz, F. Mota, *Assessment of radiation dose due to the accidental release of radionuclides from a DCLL reactor*, Fusion Engineering and Design 88, 2704– 2708, 2013.
- [128] Boletín Oficial del Estado nº 178, julio 2001. Real Decreto 783/2001 de 6 de Julio, *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.
- [129] Sociedad española de Protección Radiológica, *Texto comentado del nuevo reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, Publicación SERP nº 4, Madrid, 2001.
- [130] International Atomic Energy Agency Intervention Criteria in Nuclear or Radiation Emergency, Safety Series No. 109, IAEA, Vienna, 1994.
- [131] N.P. Taylor, I. Cook, C.B.A. Forty, W.E. Han, P. Taylor, *SEAFP-2 Bounding Accident Analysis*, UKAEA Fusion, Culham Science Center, (UKAEA, Euratom Fusion Association), 6th IAEA Technical Committee Meeting and Workshop on Fusion Power Plant Design and Technology, 24-27 March 1998.
- [132] DOE-STD-6002-96, *Safety of Magnetic Fusion Facilities – Requirements*, U. S. Department of Energy, Washington D. C., 1996.
- [133] DOE-STD-6003-96, *Safety of Magnetic Fusion Facilities – Guidance*, U. S. Department of Energy, Washington D. C., 1996.

- [134] L. Petrizzi, L. Auditore, G. Cambi, D.G. Cepraga, R. Villari, *Helium-cooled lithium lead: activation analysis of the test blanket module in ITER*, Fusion Engineering and Design 83, 1244–1248, 2008.
- [135] S.G. Homann, *HOTSPOT Health Physics Codes Version 2.07.1 User's Guide*, LLNLTM-411345 Rev.1, March 2012.
- [136] ICRP60, 1990 *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 60, Annals of the ICRP 21 (1–3), Pergamon Press, Oxford.
- [137] DOE G 151.1-1, US Department of Energy, *Emergency Management Guide, vol. II. Hazards Surveys and Hazards Assessments*, pp. 3–15, August 1997.
- [138] M.L. Abbott, L.C. Cadwallader, D.A. Petti, *Radiological Dose Calculations for Fusion Facilities*, INEEL/EXT-03-00405, April 2003.
- [139] EPA-400-R92-001, NTIS PB92-164763, US Environmental Protection Agency, *Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents*, October 1991.
- [140] Y. Le Tonqueze, *IFMIF material library for neutronic and activation codes in safety studies*, BA_D_22666L, 2012.
- [141] P. Batistoni, M. Angelone, P. Carconi, L. Petrizzi, M. Pillon, R. Villari, *Completion of the construction of the neutronics HCLL TBM mock-up, performance of the neutronics experiments and necessary measurements*, Art.5.1b Contract EFDA 07-1702/1630, 2009.
- [142] U. Fischer, P. Pereslavitsev, WP12-DTM04-T03: *Recommendations for the DEMO Radial Build*, EFDA_D_2M4CQP, 2013.
- [143] J. Aubert, G. Aiello, N. Jonquères, A. Li Puma, A. Morin, G. Rampal, Report for TA WP12-DAS-02-T03: *DEMO1 WCLL blanket concept design description*, Design Assessment Studies, In-vessel Components Design and Integration, EFDA_D_2JNFUP, 2012.
- [144] P. Hubberstey, T. Sample, M.G. Barker, *Is Pb-17Li really the eutectic alloy? A redetermination of the lead-rich section of the Pb-Li phase diagram ($0.0 < x_{Li} \text{ (at\%)} < 22.1$)*, Journal of Nuclear Materials 191-194, 283-287, 1992.
- [145] R. Villari, F. Moro, Report for TA WP12-DTM-04-T06: *Neutron transport calculation through the DEMO1 blanket*, EFDA_D_2LNDJ6, 2013.
- [146] U. Fischer, P. Pereslavitsev, Report for TA WP12-DTM04-T02: *Description of the provisional DEMO1 MCNP model*, EFDA_D_2L6X4U, 2013.
- [147] I. Rovni, M. Szieberth, Report for TA WP12-DTM-04-T04: *Nuclear analysis of the Tritium breeding ratio in DEMO1*, EFDA_D_2CXCYY, 2013.
- [148] Technical specification for the EFDA Article 7 contract EFDA/05-998 on *Procurement of the Pb-Li eutectic alloy for EBBTF facility and for dedicated neutronics experiment*, November 2009.
- [149] ITER Final Design Report, Materials Assessment Report, G74 MA 1001-07-11 W0.2, July 2001.
- [150] Janis <http://www.oecd-nea.org/janis>
- [151] Y. Chen *et al.*, *The EU Power Plant Conceptual Study—Neutronic Design Analyses for Near Term and Advanced Reactor Models*, FZKA 6763, Forschungszentrum Karlsruhe, 2003.
- [152] F. Mota, I. Palermo, J.M. Gomez-Ros, Report for TA WP12-DTM-04-T10: *Neutronic study to shield the upper vertical port of DEMO*, EFDA_D_2D5TAJ, 2013.

- [153] I. Fernandez, E. Rosa, I. Palermo, Report for TA WP12-DAS06-T06: *Assessment of the feasibility of brazed pipe connections and associated testing technologies for DEMO*, EFDA_D_2M8RUG, 2013.
- [154] I. Fernández, E.V. Rosa, I. Palermo, *Development of a brazing connector for DEMO in-vessel components*, *Fusion Engineering and Design*, Available online 26 February 2014, <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2014.02.002>
- [155] U. Fischer, D. Große, P. Pereslavitsev, S. Stickel, H. Tsige-Tamirat, V. Weber, *Neutronics design analyses of fusion power reactors based on a novel integral approach*, *Fusion Engineering and Design* 84, 323–328, 2009.
- [156] C. Fausser, F. Gabriel, *Tripoli-4 Validation & Use For Fusion Blankets Design*, Efd Eurobreed Wp3 Technical Deliverable 5 Part 2/2: Task 1: HCLL Reactor Blanket Neutronics Analysis, Den/Dans/Dm2s/Serma/Lpec/Rt/10-4993/A, 2010.
- [157] 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* Vol. 62 190-195, 2012.
- [158] T. Hayashi *et al.*, *Neutronics Assessment of Advanced Shield Materials Using Metal Hydrides and Borohydrides for Fusion Reactors*, *Fusion Eng. Des.*, 81, 1285, 2006.
- [159] T. Hayashi *et al.*, *Advanced Neutron Shielding Material Using Zirconium Borohydride and Zirconium Hydride*, *J. Nucl. Mater.*, 386–388, 119, 2009.
- [160] K. Tobita, S. Konishi, S. Nishio, K. Kosako, T. Tabara, *Fusion reactor design towards radwaste minimum with advanced shield material*, *J. Plasma Fusion Res.* 77 (10), 1035– 1039, 2001.
- [161] K. Tobita, S. Nishio, S. Konishi, S. Jitsukawa, *Waste management for JAERI fusion reactors*, *J. Nucl. Mater.* 329-333, 1610–1614, 2004.
- [162] <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/>
- [163] BOE n. 166 Sec. III. Pág. 57987, 2009. OTRAS DISPOSICIONES, CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR, 11451, Instrucción IS-22, de 1 de julio de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares.
- [164] R. Kemp, WP11-SYS-01-ACT5, DEMO DESIGN SUMMARY: *Summary parameters for DEMO1 and DEMO2 designs*, EFDA_D_2L2F7V v1.0, 24 May 2012.
- [165] J. Harman, DEMO Fusion Power Plant, *Plant Requirements Document (PRD)*, EFDA_D_2MG7RD_v1.8, 14 March 2014.
- [166] EFDA-WP12 *DEMO Operational Concept Description*, EFDA_2LCY7A_v1_3
- [167] EFDA, *A roadmap to the realization of fusion energy*, Fusion Electricity, <http://www.efda.org/wpcms/wp-content/uploads/2013/01/JG12.356-web.pdf>, November 2012.
- [168] H. Iida, V. Khripunov, L. Petrizzi, *Nuclear Analysis Report (ITER NAR-2004)*, G73 DDD 2W0.2, July 2004.
- [169] S. Zheng, G.M. Voss, R. Pampin, *Neutronics analysis of the conceptual design of a component test facility based on the spherical tokamak*, *Fusion Engineering and Design* 85 2300–2304, 2010.
- [170] E.E. Bloom, *et al.*, *Materials to deliver the promise of fusion power – progress and challenges*, *Journal of Nuclear Materials* 329–333, 2004.

- [171] 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 86, 2293–2296, 2011.
- [172] D.S. Billington, *Radiation Damage in Solids*, Princeton University Press, Princeton, New Jersey, 1961.
- [173] Michael Nastasi, *Ion Implantation and Synthesis of Materials*, Springer, Berlin, 2006.
- [174] M.J. Norgett, M.T. Robinson, I.M. Torrens, *A proposed Method of calculating displacement dose rates*, Nuclear Engineering and Design 33, 50, 1975.
- [175] A. Hogenbirk, *An easy way to perform a radiation damage calculation in a complicated geometry*, Fusion Engineering and Design 83, 1828-31, 2008.
- [176] I. Palermo, E. Rosa, I. Fernández, WP13-SYS02-06-D3: *Neutron transport analysis of DEMO with WCLL blanket*, EFDA_2M4FDJ_v1, 2014.
- [177] J. Aubert, G. Aiello, A. Li Puma, A. Morin, WP13-DAS-02-T03: *Preliminary design of a Water Cooled Lithium Lead blanket concept for DEMO reactor*, EFDA_D_2L7HFV, 2014.
- [178] PPPT WP13 - *DEMO Generic MCNP model 11.25 degree*, EFDA_D_2MK5CV, 2013.
- [179] *DEMO1 Source subroutine in FORTRAN90*, EFDA_D_2MH7CP, 2013.
- [180] *DEMO tokamak basic design for 2013 studies*, Catia v5 model, EFDA_D_2MG8G9, 2013.
- [181] Meszaros Botond, *DEMO Tokamak system for IVC 2012*, EFDA_D_2KYNM5, 2012.

Links de interés:

<https://www.iter.org/>

<http://www.efda.org/>

<http://fusionforenergy.europa.eu/>

<http://www.tecnofus.net/>

http://fusionwiki.ciemat.es/fusionwiki/index.php/TECNO_FUS

PUBLICACIONES Y ACTIVIDAD INVESTIGADORA RELACIONADAS CON ESTE TRABAJO

Artículos publicados en revistas internacionales

- [1] 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. Pereslavitsev, F. Ogando, I. Rovni, G. Tracz, R. Villari, S. Zheng, *Neutronic analyses and tools development efforts in the European DEMO programme* Fusion Engineering and Design (In press) <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2014.02.013>
- [2] I. Fernández, E. Rosa, I. Palermo, *Design of a brazing connector for DEMO in-vessel components*, Fusion Engineering and Design (In press) <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2014.02.002>
- [3] I. Palermo, J. M. Gómez-Ros, J. Sanz, F. Mota, *Assessment of radiation dose due to the accidental release of radionuclides from a DCLL reactor*, Fusion Engineering and Design 88 (2013) 2704 – 2708.
- [4] I. Palermo, J.M. Gómez-Ros, G. Veredas, J. Sanz, L. Sedano, *Neutronic design analyses for a dual-coolant blanket concept: Optimization for a fusion reactor DEMO*, Fusion Engineering and Design 87 (2012) 1019 – 1024.
- [5] S. Colominas, I. Palermo, J. Abellà, J.M. Gómez-Ros, J. Sanz, L. Sedano, *Octalithium Plumbate as breeding blanket ceramic: neutronic performances, synthesis and partial characterization*, Fusion Engineering and Design 87 (2012) 482–485.
- [6] I. Palermo, J.M. Gómez-Ros, G. Veredas, J.P. Catalán, F. Ogando, J. Sanz, L. Sedano, *Preliminary neutronic assessment of a helium-cooled Li_8PbO_6 breeding blanket design for DEMO*, Fusion Engineering and Design 87 (2012) 195 – 199.
- [7] 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 86 (2011) 2293 - 2296
- [8] J.M. Gómez-Ros, R. Bedogni, I. Palermo, A. Esposito, A. Delgado, M. Angelone, M. Pillon, *Design and validation of a photon insensitive multidetector neutron spectrometer based on Dysprosium activation foils*, Radiat. Meas. 46 (2011) 1712 – 1715.

Comunicaciones presentadas en congresos internacionales

- [1] I. Palermo, G. Veredas, J.M. Gómez-Ros, J. Sanz, *Nuclear analysis of a dual-coolant blanket design for DEMO and Power Plant irradiation scenarios*, 28th

Symposium on Fusion Technology (SOFT-28), San Sebastián, España (2014 – enviado).

- [2] U. Fischer, C. Bachmann, I. Palermo, P. Pereslavitsev, R. Villari, *Neutronics Requirements for a DEMO Fusion Power Plant*, 28th Symposium on Fusion Technology (SOFT-28), San Sebastián, España (2014 – enviado).
- [3] C. Bachmann, G. Aiello, R. Albanese, R. Ambrosino, F. Arbeiter, J. Aubert, L. Boccaccini, D. Carloni, G. Federici, U. Fischer, I. Lengar, A. Li Puma, I. Maione, G. Mazzone, S. McIntosh, I. Palermo, P. Pereslavitsev, V. Riccardo, M. Richou, I. Rovni, P. Sardain, S. Villari, Z. Vizvary, A. Vaccaro, F. Villone, E. Visca, J. Williams, D. Yapp, J.-H. You, S. Zheng, *Initial DEMO tokamak design configuration studies*, 28th Symposium on Fusion Technology (SOFT-28), San Sebastián, España (2014 – enviado).
- [4] S. Salasca, M.H. Aumeunier, F. Benoit, D. Blanchet, B. Cantone, E. Delchambre, M.Ferlet, E. Gauthier, C. Guillon, D. van Houtte, D. Keller, F. Labasse, S. Larroque, T. Loarer, F. Micolon, B. Peluso, Y. Penelieu, M. Proust, J.M. Travere, J. Alonso, J. M. Arroyo, E. de la Cal, C. Hidalgo, A. Manzanares, M. Medrano, F. Mota, J.L. de Pablos, I. Palermo, L. Rios, E. Rincon, R. Vila, V. Martin, R. Reichle, F. Le Guern, *The ITER Equatorial Visible/Infra-Red Wide Angle Viewing System: status of design and R&D*, 28th Symposium on Fusion Technology (SOFT-28), San Sebastián, España (2014 – enviado).
- [5] F. Mazzocchi, T. Scherer, F. Micolon, T. Daudel, S. Salasca, M. Chantant, D. Flammini, F. Moro, R. Villari, A. Muraro, M. Tardocchi, S. Friese, O. Neubauer, I. Palermo, F. Mota, G. Bódnar, J. Németh, *The EFDA Goal Oriented Training Program GOT-4 Diagnostic Techniques*, 28th Symposium on Fusion Technology (SOFT-28), San Sebastián, España (2014 – enviado)
- [6] I. Palermo, G. Veredas, J.M. Gómez Ros J. Sanz, *Neutronic assessment of a dual-coolant blanket design for DEMO*, International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-11), Barcelona, España (2013).
- [7] 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. Pereslavitsev, F. Ogando, I. Rovni, G. Tracz, R. Villari, S. Zheng, *Neutronic Analyses and Tools Development Efforts in the European DEMO Programme*, International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-11), Barcelona, España (2013).
- [8] I. Palermo, J.M. Gómez Ros, J. Sanz, F. Mota, *Radiation dose assessment due to the accidental release of radionuclides from a DCLL reactor*, 27th Symposium on Fusion Technology (SOFT-27), Lieja, Bélgica (2012).
- [9] I. Palermo, J.M. Gómez Ros, G. Veredas, J. Sanz, L. Sedano, *Neutronic design analysis for a dual-coolant blanket concept: optimization for a fusion reactor DEMO*, International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-10), Portland, Oregon, USA (2011).

- [10] S. Colominas, I. Palermo, J. Abellà, J.M. Gómez Ros, J. Sanz, L. Sedano, *Octalithium plumbate as breeding blanket ceramic: neutronic performances, synthesis and partial characterization*, International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-10), Portland, Oregon USA, (2011).
- [11] I. Palermo, J.M. Gómez-Ros, J. Sanz, L. Sedano, *TBR optimization for a conceptual DEMO design based on a Dual Coolant Blanket*, European Nuclear Young Generation Forum (ENYGF 2011), Praga, Republica Checa, (2011).
- [12] I. Palermo, J.M. Gómez Ros, G. Veredas, L. Sedano, J.P. Catalán, F. Ogando, P. Sauvan, J. Sanz. *Preliminary neutronic assessment of an helium-cooled Li_8PbO_6 breeding blanket design for DEMO*, 26th Symposium on Fusion Technology (SOFT-26), Porto, Portugal, (2010).
- [13] J.P. Catalán, F. Ogando, J. Sanz, I. Palermo, G. Veredas, J.M. Gómez Ros, L. Sedano, *Neutronic analysis and optimization of a dual He/LiPb coolant breeding blanket for DEMO*, 26th Symposium on Fusion Technology (SOFT-26), Porto, Portugal (2010).
- [14] I. Palermo, J.M. Gómez Ros, G. Veredas, L. Sedano, J.P. Catalán, F. Ogando, P. Sauvan, J. Sanz, *Tritium breeding response of He-cooled octalithium plumbate breeding blanket*, 9th International Conference on Tritium Science and Technology, Nara, Japan (2010).

Informes para colaboraciones europeas (EFDA)

- [1] I. Palermo, E.V. Rosa, I. Fernández, *Neutron transport analysis of DEMO with WCLL blanket*, EFDA Task WP13-SYS04-T06, Report EFDA_D_2M4FDJ (2013).
- [2] F. Mota, I. Palermo, J.M. Gómez Ros, *Neutronic Study to shield the upper vertical port plug of DEMO-HCLL*, EFDA Task WP12-DTM04-T10-D2, Report EFDA_D_2D5TAJ (2012).
- [3] I. Fernández, E.V. Rosa, I. Palermo, *Assessment of the feasibility of brazed pipe connections and associated testing technologies for DEMO*, EFDA Task WP12-DAS06-T06, Report EFDA_D_2M8RUG (2012).
- [4] U. Fischer, L. Lu, P. Pereslavitsev, I. Palermo, J. M. Gomez-Ros, F. Mota, S. Zheng, D. Taylor, F. Moro, R. Villari, I. Lengar, L. Snoj, *Tools for CAD geometry import in MC Tool*, EFDA Task WP12-DTM-04-012-01, Report EFDA_D_2D4AJN (2012).

Informes CONSOLIDER TECNO_FUS

- [1] I. Palermo, J. M. Gómez Ros, *Simulación con MCNPX del término fuente para la emisión neutrónica del plasma*, CONSOLIDER-TN-T01-CN-SIMNEU-001-ISBN: 978-84-7834-643-1 (2010).

Comunicaciones presentadas en congresos nacionales

- [1] I. Palermo, J. M. Gómez Ros, G. Veredas, J. Sanz, L. Sedano, *Neutronic and electromagnetic design analyses for a dual-coolant blanket concept optimization for a fusion reactor DEMO*, 37ª Reunión anual de la Sociedad Nuclear Española, (37SNE), Burgos (2011).
- [2] S. Colominas, I. Palermo, J. Abellà, J.M. Gómez Ros, J. Sanz, L. Sedano. *Envoltura regeneradora a base de plumbato de octalio: comportamiento neutrónico, síntesis y caracterización parcial*, 37ª Reunión anual de la Sociedad Nuclear Española, (37SNE), Burgos (2011).
- [3] I. Palermo, J. M. Gómez Ros, G. Veredas, J.P. Catalán, F. Ogando, J. Sanz, L. Sedano, *Análisis neutrónico preliminar de un diseño de envoltura regeneradora de Li8PbO6 refrigerado por helio para un reactor de fusión DEMO*, 36ª Reunión anual de la Sociedad Nuclear Española, (36SNE), Santiago de Compostela (2010).
- [4] I. Palermo, E. Gallego Díaz, J. M. Gómez Ros, *Empleo de maniqués numéricos detallados en dosimetría externa de fotones mediante el método de Monte Carlo* (SEFM & SEPR 2009).

Proyectos en curso

- [1] **EUROfusion WPBB-WP4 (2014-2018)**: DCLL design and FCI technology within the Breeding Blanket project.
- [2] **F4E-FPA-375 (2012-2016)**: Framework Partnership Agreement for Diagnostic Development and Design: Plasma Position Reflectometry (PPR) System.
- [3] **F4E-FPA-407 (2012-2016)**: Framework Partnership Agreement for Diagnostic Development and Design: Equatorial visible/infrared Wide Angle Viewing System.
- [4] **Goal Oriented Trainee GOT-EFDA-DIAG WP7 (2013-2016)**: Neutronic studies, mechanical design and port-plug integration of the ITER plasma position reflectometer (PPR) and the ITER equatorial visible/infrared wide angle viewing system (VIS/IR WAVS).
- [5] **Plan Nacional ENE2013-43650-R**: Estudios de isótopos de hidrógeno en sistemas de metal líquido para fusión, Ministerio de Economía y Competitividad.