DEPARTAMENTO DE INGENIERÍA ENERGÉTICA

ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS
INDUSTRIALES
UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID

DISEÑO DE UN MÓDULO DE IFMIF PARA IRRADIACIÓN DE ENVOLTURAS REGENERADORAS BASADAS EN METALES LÍQUIDOS PARA REACTORES DE FUSIÓN

AUTORA
NATALIA CASAL IGLESIAS
INGENIERA INDUSTRIAL (UPM)

DIRECTOR
JOSÉ MANUEL PERLADO MARTÍN
DR. INGENIERO INDUSTRIAL (UPM)

2016

Tribunal nombrado por el Magnífico y Excelentísimo Sr. Rector de la Universidad Politécnica de Madrid, el día _____ de _____ de 2014.

Presidente	D.	_____
Vocal	D.	_____
Vocal	D.	_____
Vocal	D.	_____
Secretario	D.	_____

Realizado el acto de Defensa y Lectura de la Tesis el día _____ de _____ de 2014 en _____

Calificación: _____

EL PRESIDENTE

EL SECRETARIO

VOCAL

VOCAL

VOCAL

AGRADECIMIENTOS

Esta tesis está dedicada a todas aquellas personas que habéis estado presentes en mi vida todos estos años y que, de una u otra manera habéis contribuido a que sea una realidad.

Me gustaría empezar por Ángela porque ahí empezó todo. Después de hacer nuestros pinitos juntas tratando de simular una corriente de litio líquido (por aquel entonces poco sabía yo de IFMIF) me propusiste continuar contigo, en el CIEMAT. Enseguida conectamos, y mucho, y la aventura comenzó. No tardaste en ponerme al teléfono con un investigador que se encontraba en Alemania. Se llamaba Ángel Ibarra. Lleno de entusiasmo y mil ideas, como siempre, sentaríais entre los dos las bases para este trabajo ¡y muchos otros! En los peores momentos siempre habéis estado ahí, tanto personales, que ha habido algunos, como laborales, haciéndome mejor profesional e inculcándome los valores del rigor científico. Muchas gracias por vuestro tiempo, dedicación, tirones de orejas y sobre todo, las miles de sonrisas que hemos compartido a lo largo de estos años que espero que sigan.

Gracias Manolo por creer siempre en mí, desde que nos conocimos en universidad ya hace algunos añitos, y brindarme, siempre optimista y dispuesto, todos los medios necesarios para que esta tesis llegara a su fin. Gracias también a Fernando Sordo y Eduardo por nuestra colaboración. La relación UPM-CIEMAT ha sido excelente y ha sido un placer realizar este trabajo con vosotros.

También quiero agradecer a David, Fernando y Avelino toda la ayuda que me habéis brindado a lo largo de este trabajo. Esta tesis sin duda no tendría sentido sin vosotros. He aprendido mucho de cada uno de los tres (¡y no sólo de instrumentación, neutrónica y módulos moderadores, claves de esta memoria!).

Gracias a mis amigos del CIEMAT por tantas cosas que nos han pasado juntos tanto en el CIEMAT como fuera, temas profesionales, sesiones de fútbol, cervezas, cenas, discusiones, consejos, viajes.... No me quiero extender, todos vosotros sabéis quienes sois, gracias por quererme tal y como soy.

Gracias a mis amigos. Vosotros me conocéis bien y a pesar de ello no habéis dudado que lo conseguiría. Gracias por empujarme y por reprenderme al mismo tiempo con un balance que sólo quien te quiere y te conoce sabe hacerlo.

Gracias a mi familia, por estar siempre tan cerca aun estando lejos. Sé que para vosotros este momento es incluso más especial que para mí. Esta tesis es vuestra, sin más. Os quiero.

Carlos, tú has vivido cada minuto de esta tesis, has aguantado las crisis y me has apoyado y animado como nunca. Tesis de dos en dos. Te quiero.

Me gustaría finalizar mis agradecimientos recordando a dos personas muy especiales para mí. Rafa, Alex no os olvidaré nunca.

CONTENIDO

1	INTRODUCCIÓN	18
1.1	MOTIVACIÓN.....	18
1.2	ALCANCE Y ORGANIZACIÓN DE LA MEMORIA	19
2	LA FUSIÓN NUCLEAR	22
2.1	LA INVESTIGACIÓN EN FUSIÓN NUCLEAR: ITER, IFMIF Y DEMO	22
3	ENVOLTURAS REGENERADORAS DE UN REACTOR DE FUSIÓN.....	26
3.1	FUNCIÓN Y TIPOS DE ENVOLTURAS REGENERADORAS	26
3.2	CONCEPTOS SÓLIDOS	27
3.3	CONCEPTOS LÍQUIDOS	30
3.3.1	<i>Envolturas auto refrigeradas</i>	<i>31</i>
3.3.2	<i>Envolturas de refrigerante dual.....</i>	<i>32</i>
3.3.3	<i>Envolturas refrigeradas separadamente.....</i>	<i>34</i>
3.4	PRINCIPALES PROBLEMAS DE DISEÑO DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS LÍQUIDAS	35
3.4.1	<i>Efectos magnetohidrodinámicos (MHD)</i>	<i>35</i>
3.4.2	<i>Control de tritio.....</i>	<i>36</i>
3.4.3	<i>Reacciones químicas entre el metal líquido, agua y aire</i>	<i>36</i>
3.4.4	<i>Productos de activación.....</i>	<i>37</i>
3.4.5	<i>Las envolturas regeneradoras de ITER.....</i>	<i>37</i>
3.5	EFFECTO DE LA RADIACIÓN EN LOS MATERIALES DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS.....	39
3.5.1	<i>Tipos de materiales</i>	<i>39</i>
3.5.2	<i>Fenómenos observados en los materiales debido a la irradiación.....</i>	<i>40</i>
4	IFMIF.....	44
4.1	ANTECEDENTES Y OBJETIVOS DE IFMIF	44
4.2	DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN	44
4.2.1	<i>El acelerador.....</i>	<i>46</i>
4.2.2	<i>El blanco de litio.....</i>	<i>47</i>
4.2.3	<i>La instalación de irradiación.....</i>	<i>48</i>
5	ANÁLISIS DE LA IDONEIDAD DE IFMIF PARA LA VALIDACIÓN DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS DE LOS REACTORES DE FUSIÓN	56
5.1	CÁLCULO DE LOS ESPECTROS NEUTRÓNICOS	57
5.2	CÁLCULO DE LOS PARÁMETROS DE IRRADIACIÓN.....	58
5.3	COMPARACIÓN DE RESULTADOS CON LOS PARÁMETROS ESPERADOS EN UN REACTOR DE FUSIÓN	62
5.4	CONCLUSIONES	67
6	MÓDULO Y EXPERIMENTOS PARA IRRADIAR ENVOLTURAS REGENERADORAS BASADAS EN METAL LÍQUIDO	72

6.1	OBJETIVO.....	72
6.2	DATOS DE PARTIDA PARA EL DISEÑO	72
6.2.1	<i>Celda caliente de IFMIF.....</i>	72
6.2.2	<i>Posición en la celda caliente</i>	72
6.2.3	<i>Envoltura regeneradora</i>	73
6.2.4	<i>Capacidad experimental</i>	73
6.2.5	<i>Comportamiento del LiPb.....</i>	74
6.2.6	<i>Permeación de tritio.....</i>	76
6.2.7	<i>Corrosión y compatibilidad.....</i>	78
6.2.8	<i>Otros experimentos a realizar en el futuro.....</i>	80
6.3	INTERFACES, ALCANCE Y UBICACIÓN EN IFMIF	84
6.4	DESCRIPCIÓN DE LOS COMPONENTES DEL MÓDULO	86
6.4.1	<i>Cápsulas y tubos experimentales</i>	86
6.4.2	<i>Contenedor.....</i>	90
6.4.3	<i>Instrumentación.....</i>	94
6.4.4	<i>Sistemas auxiliares.....</i>	103
7	CÁLCULOS JUSTIFICATIVOS.....	110
7.1	TRANSPORTE DE TRITIO	110
7.1.1	<i>Metodología.....</i>	110
7.1.2	<i>Resultados.....</i>	112
7.1.3	<i>Estimación preliminar de las pérdidas hacia el refrigerante y la celda caliente ..</i>	114
7.1.4	<i>Conclusiones</i>	115
7.2	CÁLCULOS TERMO HIDRÁULICOS	116
7.2.1	<i>Necesidades de refrigeración.....</i>	117
7.2.2	<i>Dimensionado de la refrigeración</i>	118
7.2.3	<i>Cálculos termohidráulicos de un compartimento.....</i>	125
7.2.4	<i>Cálculos termohidráulicos de la entrada a la zona experimental del módulo.....</i>	136
7.3	ANÁLISIS ESTRUCTURAL	141
7.3.1	<i>Modelo de cálculo</i>	142
7.3.2	<i>Condiciones de contorno</i>	145
7.3.3	<i>Resultados.....</i>	148
7.4	ASPECTOS DE SEGURIDAD NUCLEAR.....	152
7.4.1	<i>Riesgos asociados al LiPb y tritio</i>	153
7.4.2	<i>Activación neutrónica del módulo</i>	155
7.4.3	<i>Evaluación de un escenario de pérdida de refrigerante.....</i>	171
7.5	ASPECTOS DE FABRICACIÓN	176
7.5.1	<i>Fabricación de la cápsula experimental</i>	176
7.5.2	<i>Fabricación del tubo experimental</i>	180
7.5.3	<i>Conjunto cápsula-tubo experimental.....</i>	183
8	CONCLUSIONES	186

APÉNDICE: VALIDACIÓN DEL CÓDIGO CFX

LISTA DE FIGURAS

<i>Figura 1: Representación esquemática de la reacción de fusión D-T. Un núcleo de deuterio y otro de tritio se unen para dar lugar a un núcleo de helio y un neutrón, liberándose una energía de 17.58 MeV.</i>	22
<i>Figura 2: El Tokamak ITER</i>	23
<i>Figura 3: Esquema simplificado de un reactor de fusión</i>	26
<i>Figura 4: Sección eficaz de captura para Li-6 y Li-7</i>	27
<i>Figura 5: Unidad reproductora de tritio del modelo HCPB</i>	29
<i>Figura 6: Vista esquemática de la envoltura regeneradora TAURO</i>	32
<i>Figura 7: Concepto de envoltura DCLL</i>	33
<i>Figura 8: Concepto de envoltura HCLL</i>	34
<i>Figura 9: Alternativas europeas para envolturas regeneradoras</i>	39
<i>Figura 10: Esquema del blanco de la instalación experimental IFMIF con los módulos de irradiación</i>	45
<i>Figura 11: Esquema general de la instalación IFMIF</i>	46
<i>Figura 12: Vista isométrica de la instalación del acelerador de IFMIF</i>	47
<i>Figura 13: Diagrama de bloques del lazo de litio de IFMIF</i>	48
<i>Figura 14: Esquema de la fuente de neutrones IFMIF</i>	49
<i>Figura 15: Celda caliente de IFMIF</i>	50
<i>Figura 16: Diseño del módulo de alto flujo de IFMIF</i>	51
<i>Figura 17: Módulo CFTM de IFMIF</i>	52
<i>Figura 18: Módulo TRTM de IFMIF</i>	53
<i>Figura 19: Metodología usada para los cálculos neutrónicos</i>	57
<i>Figura 20: Modelo geométrico de un DEMO HCLL donde se muestran las distintas posiciones elegidas para los presentes cálculos (1,2,3,4)</i>	58
<i>Figura 21: Modelo geométrico usado en MCNPX</i>	60
<i>Figura 22: Vista horizontal del modelo geométrico considerado en McDelicious de la celda caliente de IFMIF donde se muestran las posiciones consideradas (1,2,3,4 y 5)</i>	61
<i>Figura 23: Ratios de gases de transmutación para Fe-56</i>	64
<i>Figura 24: Ratios de gases de transmutación para SiC</i>	65
<i>Figura 25: Ratios de gases de transmutación para SiO₂</i>	65
<i>Figura 26: Ratios de gases de transmutación para Al₂O₃</i>	66
<i>Figura 27: Ratios de gases de transmutación para Si₃N₄</i>	66
<i>Figura 28: Ratios de gases de transmutación para CaO</i>	67
<i>Figura 29: Ratios de gases de transmutación para AlN</i>	67
<i>Figura 30: Esquema del experimento de comportamiento de LiPb</i>	75
<i>Figura 31: Esquema de un experimento de permeación de tritio</i>	77
<i>Figura 32: Esquema de un experimento de corrosión y compatibilidad de materiales</i>	79
<i>Figura 33: Esquema de una celda de generación de tritio</i>	81

Figura 34: Pérdida de carga MHD en función de la resistencia eléctrica de un recubrimiento aislante.....	82
Figura 35: Influencia de la fracción de grietas en la pérdida de carga MHD.....	82
Figura 36: Esquema de un experimento de medida de conductividad eléctrica.....	83
Figura 37: Principio de funcionamiento	85
Figura 38: Cápsula experimental: Principales partes y sus dimensiones	88
Figura 39: Esquema de los tubos experimentales.....	90
Figura 40: Compartimentos del contenedor exterior que albergan los tubos experimentales.....	91
Figura 41: Posible contenedor para los tubos experimentales	92
Figura 42: Principales dimensiones del contenedor, adaptado a la celda caliente de IFMIF.....	92
Figura 43: Esquema de la circulación de helio de purga en el módulo.....	93
Figura 44: Esquema de la circulación de helio de refrigeración en el módulo.....	93
Figura 45: Instrumentación instalada en un tubo tipo A. Izquierda: sección vista en planta; derecha: sección vista frontal	98
Figura 46: Instrumentación instalada en un tubo tipo B. Izquierda: sección vista en planta; derecha: sección vista frontal	99
Figura 47: Instrumentación instalada en un tubo tipo C. Izquierda: sección vista en planta; derecha: sección vista frontal	100
Figura 48: Pasamuros estancos para cables realizados con materiales resistentes a la radiación (metales y materiales cerámicos)	101
Figura 49: Instrumentación del módulo localizada en cada uno de los compartimentos, en la zona de irradiación	102
Figura 50: Principio de funcionamiento del sistema de control del módulo y su posible interconexión con los sistemas centrales y auxiliares de IFMIF.....	106
Figura 51: Esquema de un experimento de permeación de tritio.....	110
Figura 52: Esquema de la modelización realizada en TMAP7 para los cálculos de permeación de tritio.....	111
Figura 53: Evolución de la permeación de tritio a través de las paredes de la cápsula con el tiempo y para cada uno de los casos analizados	113
Figura 54: Rangos operacionales de temperatura para varios materiales (basados en el daño por radiación y la fluencia térmica) [54].	116
Figura 55: Máximo calor nuclear esperado en la zona de medio flujo de IFMIF (justo detrás del módulo de alto flujo).....	118
Figura 56: Pros y contras de las diferentes combinaciones de formas entre compartimentos del contenedor, tubos experimentales y cápsulas.....	119
Figura 57: Sección de una cápsula. Explicación de las distintas capas	121
Figura 58: Sección de una cápsula. Modelo empleado para el cálculo 1D y principales procesos de transmisión.....	121
Figura 59: Temperatura en el LiPb según el diámetro de la cápsula para varios casos de calentamiento nuclear en el LiPb y espesor del canal de refrigeración	124
Figura 60: Representación 3D de la zona de irradiación donde se muestran cada uno de los compartimentos donde se instalarán los tubos experimentales, altura, 300 mm.....	125
Figura 61: Geometría de un cuarto de tubo experimental con su compartimento.	126
Figura 62: Modelo computacional. $Y^+=0.02$	127
Figura 63: Temperatura en las distintas capas, desde el centro de la cápsula (LiPb) hacia la pared exterior del compartimento.....	129
Figura 64: Temperatura y velocidad del LiPb (convección natural) para el caso 4.....	130
Figura 65: Izquierda: Campo de temperatura en la cápsula, calentador eléctrico y pieza aislante. Derecha: Campo de temperaturas en la cápsula con mayor detalle de escala. .	131
Figura 66: Gradiente térmico a lo largo de la pared de la cápsula (en rojo, su zona interna; en azul, su zona exterior).....	132
Figura 67: Campo de temperatura en las paredes internas (izquierda) y externas (derecha). .	133
Figura 68: Temperatura en la pared externa del tubo experimental.....	133
Figura 69: Temperatura en las paredes de un compartimento. Izquierda: paredes interiores; Derecha: paredes exteriores.....	134
Figura 70: Campos de velocidad, presión y temperatura del gas de purga.....	135
Figura 71: Campos de velocidad, presión y temperatura en el gas de refrigeración	136
Figura 72: Geometría correspondiente a $1/4$ de la zona central del módulo.....	137
Figura 73: Modelo computacional, $Y^*=0.1-1$	138
Figura 74: Campo de presión.....	139

Figura 75: Líneas de corriente.....	140
Figura 76: Velocidades en algunas partes del modelo (colector inferior, zona experimental y colector superior).....	140
Figura 77: Líneas de clasificación de tensiones.....	142
Figura 78: Geometría del conjunto tubo-cápsula.....	143
Figura 79: Diferentes elementos del conjunto tubo-cápsula.....	144
Figura 80: Malla de cálculo del conjunto tubo-cápsula	144
Figura 81: Condiciones de contorno aplicadas en el cálculo térmico del conjunto tubo-cápsula	146
Figura 82: Distribución de temperatura aplicada como condición inicial en el cálculo estructural	147
Figura 83: Contactos y restricciones consideradas en el cálculo.....	148
Figura 84: Tensiones de Von-Misses en el tubo	150
Figura 85: Tensiones de Von-Misses en la cápsula	150
Figura 86: Líneas de soporte para la linearización de tensiones en secciones críticas	151
Figura 87: Medios para ser optimizados según el principio ALARA.....	152
Figura 88: Principio de defensa en profundidad.....	153
Figura 89: Metodología para el cálculo de activación del módulo: El espectro entrada de ACAB ha sido calculado, en CIEMAT, mediante McDelicious para la zona más irradiada del módulo cuando este se sitúa justo detrás del módulo de alto flujo.....	156
Figura 90: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos del acero SS316-LN después de un año completo de irradiación.....	157
Figura 91: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos de EUROFER después de un año completo de irradiación.....	158
Figura 92: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos de la aleación LiPb después de un año completo de irradiación	160
Figura 93: Actividad de T, Hg-203 y Po-210	162
Figura 94: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos en Al ₂ O ₃ después de un año completo de irradiación.....	164
Figura 95: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos en CaO después de un año completo de irradiación.....	164
Figura 96: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos en MgO después de un año completo de irradiación.....	165
Figura 97: Calor residual en los principales materiales del módulo (W/kg) a largo plazo. 1 año de irradiación.....	170
Figura 98: Calor residual de los materiales del módulo a corto plazo (72 horas después de parada). 1 año de irradiación.....	171
Figura 99: Geometría de un cuarto de tubo experimental.....	172
Figura 100: Modelo computacional. $Y^* = 0.02$	173
Figura 101: Temperatura en el LiPb después de un accidente de pérdida de refrigerante con y sin transferencia de calor con la atmósfera. Se ha asumido calor residual obtenido justo después de un año de irradiación como carga térmica en ambos casos.....	175
Figura 102: Sección de una cápsula experimental. 1: Cuerpo principal, 2: Tapa.....	176
Figura 103: Esquema de electroerosión.....	177
Figura 104: Cápsula con aislante en su parte inferior.....	177
Figura 105: Mecanizado de MACOR en un torno.....	178
Figura 106: Tapa superior de la cápsula experimental	178
Figura 107: Cables de instrumentación a través de la tapa de la cápsula.....	179
Figura 108: Esquema del proceso de soldado de la tapa por haz de electrones	180
Figura 109: Esquema del tubo experimental. Los números indican las distintas etapas del proceso de fabricación explicadas en el texto anterior.....	181
Figura 110: Soldado de los soportes de la cápsula. Tubo fabricado por electroerosión con hilo.	181
Figura 111: Cabeza del tubo experimental	182
Figura 112: Esquema de fabricación por electrodo	183
Figura 113: Conjunto final de un tubo experimental	184

LISTA DE TABLAS

<i>Tabla 1: Opciones de materiales para los distintos conceptos sólidos de envolturas regeneradoras.....</i>	<i>28</i>
<i>Tabla 2: Opciones de materiales para los distintos conceptos sólidos de envolturas regeneradoras.....</i>	<i>31</i>
<i>Tabla 3: Energía mínima de desplazamiento (Ed) considerada para cada elemento</i>	<i>59</i>
<i>Tabla 4: Parámetros de irradiación obtenidos para cada uno de los materiales considerados..</i>	<i>63</i>
<i>Tabla 5: Experimento de comportamiento de LiPb y sus condiciones experimentales</i>	<i>75</i>
<i>Tabla 6: Experimento de permeación de tritio y sus condiciones experimentales.....</i>	<i>78</i>
<i>Tabla 7: Experimento de compatibilidad de materiales y sus condiciones experimentales.....</i>	<i>80</i>
<i>Tabla 8: Tipos de sensores.....</i>	<i>95</i>
<i>Tabla 9: Principales características del gas de purga.....</i>	<i>103</i>
<i>Tabla 10: Principales características del gas de refrigeración.....</i>	<i>104</i>
<i>Tabla 11: Funciones del sistema de control local del módulo.....</i>	<i>105</i>
<i>Tabla 12: Condiciones de contorno consideradas para los cálculos de TMAP</i>	<i>112</i>
<i>Tabla 13: Tasas de permeación y actividad en el gas de purga, 12 días</i>	<i>112</i>
<i>Tabla 14: Tasas de permeación hacia el refrigerante y la celda caliente.....</i>	<i>115</i>
<i>Tabla 15: Número de Reynolds para dos tamaños diferentes de compartimento y tubo experimental. Para cada modelo, la dimensión dada de compartimento y tubo se corresponde con la pared mojada.....</i>	<i>120</i>
<i>Tabla 16: Resumen de las condiciones de contorno comunes y particulares a cada caso</i>	<i>128</i>
<i>Tabla 17: Condiciones de contorno.....</i>	<i>137</i>
<i>Tabla 18: Verificación de tensiones (MPa)</i>	<i>151</i>
<i>Tabla 19: Lista de radioisótopos que dan una contribución dominante a los valores de actividad en el SS316-LN (para la zona más irradiada)</i>	<i>159</i>
<i>Tabla 20: Lista de radioisótopos que dan una contribución dominante a los valores de actividad en el EUROFER (para la zona más irradiada).....</i>	<i>159</i>
<i>Tabla 21: Lista de radioisótopos que dan una contribución dominante a los valores de actividad en el LiPb (media de la zona central)</i>	<i>161</i>
<i>Tabla 22: Reacciones por partículas cargadas consideradas en el cálculo ACAB.....</i>	<i>163</i>
<i>Tabla 23: Lista de los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto en SS316-LN</i>	<i>166</i>
<i>Tabla 24: Lista de los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto en EUROFER</i>	<i>167</i>
<i>Tabla 25: Lista de los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto en LiPb</i>	<i>168</i>
<i>Tabla 26: Condiciones de contorno.....</i>	<i>174</i>

RESUMEN

La fusión nuclear es, hoy en día, una alternativa energética a la que la comunidad internacional dedica mucho esfuerzo. El objetivo es el de generar entre diez y cincuenta veces más energía que la que consume mediante reacciones de fusión que se producirán en una mezcla de deuterio (D) y tritio (T) en forma de plasma a doscientos millones de grados centígrados. En los futuros reactores nucleares de fusión será necesario producir el tritio utilizado como combustible en el propio reactor termonuclear. Este hecho supone dar un paso más que las actuales máquinas experimentales dedicadas fundamentalmente al estudio de la física del plasma.

Así pues, el tritio, en un reactor de fusión, se produce en sus envolturas regeneradoras cuya misión fundamental es la de blindaje neutrónico, producir y recuperar tritio (fuel para la reacción DT del plasma) y por último convertir la energía de los neutrones en calor. Existen diferentes conceptos de envolturas que pueden ser sólidas o líquidas. Las primeras se basan en cerámicas de litio (Li_2O , Li_4SiO_4 , Li_2TiO_3 , Li_2ZrO_3) y multiplicadores neutrónicos de Be, necesarios para conseguir la cantidad adecuada de tritio. Los segundos se basan en el uso de metales líquidos o sales fundidas (Li, LiPb, FLIBE, FLINABE) con multiplicadores neutrónicos de Be o el propio Pb en el caso de LiPb. Los materiales estructurales pasan por aceros ferrítico-martensíticos de baja activación, aleaciones de vanadio o incluso SiC_f/SiC .

Cada uno de los diferentes conceptos de envoltura tendrá una problemática asociada que se estudiará en el reactor experimental ITER (del inglés, "*International Thermonuclear Experimental Reactor*"). Sin embargo, ITER no puede responder las cuestiones asociadas al daño de materiales y el efecto de la radiación neutrónica en las diferentes funciones de las envolturas regeneradoras. Como referencia, la primera pared de un reactor de fusión de 4000MW recibiría 30 dpa/año (valores para Fe-56) mientras que en ITER se conseguirían <10 dpa en toda su vida útil.

Esta tesis se encuadra en el acuerdo bilateral entre Europa y Japón denominado "*Broader Approach Agreement*" (BA) (2007-2017) en el cual España juega un papel destacable. Estos proyectos, complementarios con ITER, son el acelerador para pruebas de materiales IFMIF (del inglés, "*International Fusion Materials Irradiation*")

Facility”) y el dispositivo de fusión JT-60SA. Así, los efectos de la irradiación de materiales en materiales candidatos para reactores de fusión se estudiarán en IFMIF.

El objetivo de esta tesis es el diseño de un módulo de IFMIF para irradiación de envolturas regeneradoras basadas en metales líquidos para reactores de fusión. El módulo se llamará LBVM (del inglés, “*Liquid Breeder Validation Module*”). La propuesta surge de la necesidad de irradiar materiales funcionales para envolturas regeneradoras líquidas para reactores de fusión debido a que el diseño conceptual de IFMIF no contaba con esta utilidad.

Con objeto de analizar la viabilidad de la presente propuesta, se han realizado cálculos neutrónicos para evaluar la idoneidad de llevar a cabo experimentos relacionados con envolturas líquidas en IFMIF. Así, se han considerado diferentes candidatos a materiales funcionales de envolturas regeneradoras: Fe (base de los materiales estructurales), SiC (material candidato para los FCI’s (del inglés, “*Flow Channel Inserts*”) en una envoltura regeneradora líquida, SiO₂ (candidato para recubrimientos antipermeación), CaO (candidato para recubrimientos aislantes), Al₂O₃ (candidato para recubrimientos antipermeación y aislantes) y AlN (material candidato para recubrimientos aislantes). En cada uno de estos materiales se han calculado los parámetros de irradiación más significativos (dpa, H/dpa y He/dpa) en diferentes posiciones de IFMIF. Estos valores se han comparado con los esperados en la primera pared y en la zona regeneradora de tritio de un reactor de fusión. Para ello se ha elegido un reactor tipo HCLL (del inglés, “*Helium Cooled Lithium Lead*”) por tratarse de uno de los más prometedores. Además, los valores también se han comparado con los que se obtendrían en un reactor rápido de fisión puesto que la mayoría de las irradiaciones actuales se hacen en reactores de este tipo. Como conclusión al análisis de viabilidad, se puede decir que los materiales funcionales para mantos regeneradores líquidos podrían probarse en la zona de medio flujo de IFMIF donde se obtendrían ratios de H/dpa y He/dpa muy parecidos a los esperados en las zonas más irradiadas de un reactor de fusión. Además, con el objetivo de ajustar todavía más los valores, se propone el uso de un moderador de W (a considerar en algunas campañas de irradiación solamente debido a que su uso hace que los valores de dpa totales disminuyan). Los valores obtenidos para un reactor de fisión refuerzan la idea de la necesidad del LBVM, ya que los valores obtenidos de H/dpa y He/dpa son muy inferiores a los esperados en fusión y, por lo tanto, no representativos.

Una vez demostrada la idoneidad de IFMIF para irradiar envolturas regeneradoras líquidas, y del estudio de la problemática asociada a las envolturas líquidas, también incluida en esta tesis, se proponen tres tipos de experimentos diferentes como base de diseño del LBVM. Éstos se orientan en las necesidades de un reactor tipo HCLL aunque a lo largo de la tesis se discute la aplicabilidad para otros reactores e incluso se proponen experimentos adicionales. Así, la capacidad experimental del módulo estaría centrada en el estudio del comportamiento de litio plomo, permeación de tritio, corrosión y compatibilidad de materiales. Para cada uno de los experimentos se propone un esquema experimental, se definen las condiciones necesarias en el módulo y la instrumentación requerida para controlar y diagnosticar las cápsulas experimentales.

Para llevar a cabo los experimentos propuestos se propone el LBVM, ubicado en la zona de medio flujo de IFMIF, en su celda caliente, y con capacidad para 16 cápsulas experimentales. Cada cápsula (24-22 mm de diámetro y 80 mm de altura) contendrá la aleación eutéctica LiPb (hasta 50 mm de la altura de la cápsula) en contacto con diferentes muestras de materiales. Ésta irá soportada en el interior de tubos de acero por los que circulará un gas de purga (He), necesario para arrastrar el tritio generado en el eutéctico y permeado a través de las paredes de las cápsulas (continuamente,

durante irradiación). Estos tubos, a su vez, se instalarán en una carcasa también de acero que proporcionará soporte y refrigeración tanto a los tubos como a sus cápsulas experimentales interiores. El módulo, en su conjunto, permitirá la extracción de las señales experimentales y el gas de purga. Así, a través de la estación de medida de tritio y el sistema de control, se obtendrán los datos experimentales para su análisis y extracción de conclusiones experimentales. Además del análisis de datos experimentales, algunas de estas señales tendrán una función de seguridad y por tanto jugarán un papel primordial en la operación del módulo. Para el correcto funcionamiento de las cápsulas y poder controlar su temperatura, cada cápsula se equipará con un calentador eléctrico y por tanto el módulo requerirá también ser conectado a la alimentación eléctrica. El diseño del módulo y su lógica de operación se describe en detalle en esta tesis.

La justificación técnica de cada una de las partes que componen el módulo se ha realizado con soporte de cálculos de transporte de tritio, termohidráulicos y mecánicos.

Una de las principales conclusiones de los cálculos de transporte de tritio es que es perfectamente viable medir el tritio permeado en las cápsulas mediante cámaras de ionización y contadores proporcionales comerciales, con sensibilidades en el orden de 10^{-9} Bq/m³. Los resultados son aplicables a todos los experimentos, incluso si son cápsulas a bajas temperaturas o si llevan recubrimientos antipermeación. Desde un punto de vista de seguridad, el conocimiento de la cantidad de tritio que está siendo transportada con el gas de purga puede ser usado para detectar de ciertos problemas que puedan estar sucediendo en el módulo como por ejemplo, la rotura de una cápsula. Además, es necesario conocer el balance de tritio de la instalación. Las pérdidas esperadas del refrigerante y la celda caliente de IFMIF se pueden considerar despreciables para condiciones normales de funcionamiento.

Los cálculos termohidráulicos se han realizado con el objetivo de optimizar el diseño de las cápsulas experimentales y el LBVM de manera que se pueda cumplir el principal requisito del módulo que es llevar a cabo los experimentos a temperaturas comprendidas entre 300-550°C. Para ello, se ha dimensionado la refrigeración necesaria del módulo y evaluado la geometría de las cápsulas, tubos experimentales y la zona experimental del contenedor. Como consecuencia de los análisis realizados, se han elegido cápsulas y tubos cilíndricos instalados en compartimentos cilíndricos debido a su buen comportamiento mecánico (las tensiones debidas a la presión de los fluidos se ven reducidas significativamente con una geometría cilíndrica en lugar de prismática) y térmico (uniformidad de temperatura en las paredes de los tubos y cápsulas). Se han obtenido campos de presión, temperatura y velocidad en diferentes zonas críticas del módulo concluyendo que la presente propuesta es factible.

Cabe destacar que el uso de códigos fluidodinámicos (e.g. ANSYS-CFX, utilizado en esta tesis) para el diseño de cápsulas experimentales de IFMIF no es directo. La razón de ello es que los modelos de turbulencia tienden a subestimar la temperatura de pared en mini canales de helio sometidos a altos flujos de calor debido al cambio de las propiedades del fluido cerca de la pared. Los diferentes modelos de turbulencia presentes en dicho código han tenido que ser estudiados con detalle y validados con resultados experimentales. El modelo SST (del inglés, "*Shear Stress Transport Model*") para turbulencia en transición ha sido identificado como adecuado para simular el comportamiento del helio de refrigeración y la temperatura en las paredes de las cápsulas experimentales.

Con la geometría propuesta y los valores principales de refrigeración y purga definidos, se ha analizado el comportamiento mecánico de cada uno de los tubos experimentales que contendrá el módulo. Los resultados de tensiones obtenidos, han

sido comparados con los valores máximos recomendados en códigos de diseño estructural como el SDC-IC (del inglés, "*Structural Design Criteria for ITER Components*") para así evaluar el grado de protección contra el colapso plástico. La conclusión del estudio muestra que la propuesta es mecánicamente robusta.

El LBVM implica el uso de metales líquidos y la generación de tritio además del riesgo asociado a la activación neutrónica. Por ello, se han estudiado los riesgos asociados al uso de metales líquidos y el tritio. Además, se ha incluido una evaluación preliminar de los riesgos radiológicos asociados a la activación de materiales y el calor residual en el módulo después de la irradiación así como un escenario de pérdida de refrigerante. Los riesgos asociados al módulo de naturaleza convencional están asociados al manejo de metales líquidos cuyas reacciones con aire o agua se asocian con emisión de aerosoles y probabilidad de fuego. De entre los riesgos nucleares destacan la generación de gases radiactivos como el tritio u otros radioisótopos volátiles como el Po-210. No se espera que el módulo suponga un impacto medioambiental asociado a posibles escapes. Sin embargo, es necesario un manejo adecuado tanto de las cápsulas experimentales como del módulo contenedor así como de las líneas de purga durante operación. Después de un día de después de la parada, tras un año de irradiación, tendremos una dosis de contacto de 7000 Sv/h en la zona experimental del contenedor, 2300 Sv/h en la cápsula y 25 Sv/h en el LiPb. El uso por lo tanto de manipulación remota está previsto para el manejo del módulo irradiado.

Por último, en esta tesis se ha estudiado también las posibilidades existentes para la fabricación del módulo. De entre las técnicas propuestas, destacan la electroerosión, soldaduras por haz de electrones o por soldadura láser.

Las bases para el diseño final del LBVM han sido pues establecidas en el marco de este trabajo y han sido incluidas en el diseño intermedio de IFMIF, que será desarrollado en el futuro, como parte del diseño final de la instalación IFMIF.

ABSTRACT

Nuclear fusion is, today, an alternative energy source to which the international community devotes a great effort. The goal is to generate 10 to 50 times more energy than the input power by means of fusion reactions that occur in deuterium (D) and tritium (T) plasma at two hundred million degrees Celsius. In the future commercial reactors it will be necessary to breed the tritium used as fuel in situ, by the reactor itself. This constitutes a step further from current experimental machines dedicated mainly to the study of the plasma physics.

Therefore, tritium, in fusion reactors, will be produced in the so-called breeder blankets whose primary mission is to provide neutron shielding, produce and recover tritium and convert the neutron energy into heat. There are different concepts of breeding blankets that can be separated into two main categories: solids or liquids. The former are based on ceramics containing lithium as Li_2O , Li_4SiO_4 , Li_2TiO_3 , Li_2ZrO_3 and Be, used as a neutron multiplier, required to achieve the required amount of tritium. The liquid concepts are based on molten salts or liquid metals as pure Li, LiPb, FLIBE or FLINABE. These blankets use, as neutron multipliers, Be or Pb (in the case of the concepts based on LiPb). Proposed structural materials comprise various options, always with low activation characteristics, as low activation ferritic-martensitic steels, vanadium alloys or even SiC_f/SiC .

Each concept of breeding blanket has specific challenges that will be studied in the experimental reactor ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*). However, ITER cannot answer questions associated to material damage and the effect of neutron radiation in the different breeding blankets functions and performance. As a reference, the first wall of a fusion reactor of 4000 MW will receive about 30 dpa / year (values for Fe-56), while values expected in ITER would be <10 dpa in its entire lifetime.

Consequently, the irradiation effects on candidate materials for fusion reactors will be studied in IFMIF (*International Fusion Material Irradiation Facility*). This thesis fits in the framework of the bilateral agreement among Europe and Japan which is called “*Broader Approach Agreement*” (BA) (2007-2017) where Spain plays a key role. These projects, complementary to ITER, are mainly IFMIF and the fusion facility JT-60SA.

The purpose of this thesis is the design of an irradiation module to test candidate materials for breeding blankets in IFMIF, the so-called *Liquid Breeder Validation Module* (LBVM). This proposal is born from the fact that this option was not considered in the conceptual design of the facility.

As a first step, in order to study the feasibility of this proposal, neutronic calculations have been performed to estimate irradiation parameters in different materials foreseen for liquid breeding blankets. Various functional materials were considered: Fe (base of structural materials), SiC (candidate material for flow channel inserts), SiO₂ (candidate for antipermeation coatings), CaO (candidate for insulating coatings), Al₂O₃ (candidate for antipermeation and insulating coatings) and AlN (candidate for insulation coating material). For each material, the most significant irradiation parameters have been calculated (dpa, H/dpa and He/dpa) in different positions of IFMIF. These values were compared to those expected in the first wall and breeding zone of a fusion reactor. For this exercise, a HCLL (*Helium Cooled Lithium Lead*) type was selected as it is one of the most promising options. In addition, estimated values were also compared with those obtained in a fast fission reactor since most of existing irradiations have been made in these installations. The main conclusion of this study is that the medium flux area of IFMIF offers a good irradiation environment to irradiate functional materials for liquid breeding blankets. The obtained ratios of H/dpa and He/dpa are very similar to those expected in the most irradiated areas of a fusion reactor. Moreover, with the aim of bringing the values further close, the use of a W moderator is proposed to be used only in some experimental campaigns (as obviously, the total amount of dpa decreases). The values of ratios obtained for a fission reactor, much lower than in a fusion reactor, reinforce the need of LBVM for IFMIF.

Having demonstrated the suitability of IFMIF to irradiate functional materials for liquid breeding blankets, and an analysis of the main problems associated to each type of liquid breeding blanket, also presented in this thesis, three different experiments are proposed as basis for the design of the LBVM. These experiments are dedicated to the needs of a blanket HCLL type although the applicability of the module for other blankets is also discussed. Therefore, the experimental capability of the module is focused on the study of the behavior of the eutectic alloy LiPb, tritium permeation, corrosion and material compatibility. For each of the experiments proposed an experimental scheme is given explaining the different module conditions and defining the required instrumentation to control and monitor the experimental capsules.

In order to carry out the proposed experiments, the LBVM is proposed, located in the medium flux area of the IFMIF hot cell, with capability of up to 16 experimental capsules. Each capsule (24-22 mm of diameter, 80 mm high) will contain the eutectic alloy LiPb (up to 50 mm of capsule high) in contact with different material specimens. They will be supported inside rigs or steel pipes. Helium will be used as purge gas, to sweep the tritium generated in the eutectic and permeated through the capsule walls (continuously, during irradiation). These tubes, will be installed in a steel container providing support and cooling for the tubes and hence the inner experimental capsules. The experimental data will consist of on line monitoring signals and the analysis of purge gas by the tritium measurement station. In addition to the experimental signals, the module will produce signals having a safety function and therefore playing a major role in the operation of the module. For an adequate operation of the capsules and to control its temperature, each capsule will be equipped with an electrical heater so the module will be connected to an electrical power supply.

The technical justification behind the dimensioning of each of these parts forming the module is presented supported by tritium transport calculations, thermalhydraulic and structural analysis.

One of the main conclusions of the tritium transport calculations is that the measure of the permeated tritium is perfectly achievable by commercial ionization chambers and proportional counters with sensitivity of 10^{-9} Bq/m³. The results are applicable to all experiments, even to low temperature capsules or to the ones using antipermeation coatings. From a safety point of view, the knowledge of the amount of tritium being swept by the purge gas is a clear indicator of certain problems that may be occurring in the module such a capsule rupture. In addition, the tritium balance in the installation should be known. Losses of purge gas permeated into the refrigerant and the hot cell itself through the container have been assessed concluding that they are negligible for normal operation.

Thermal hydraulic calculations were performed in order to optimize the design of experimental capsules and LBVM to fulfill one of the main requirements of the module: to perform experiments at uniform temperatures between 300-550°C. The necessary cooling of the module and the geometry of the capsules, rigs and testing area of the container were dimensioned. As a result of the analyses, cylindrical capsules and rigs in cylindrical compartments were selected because of their good mechanical behavior (stresses due to fluid pressure are reduced significantly with a cylindrical shape rather than prismatic) and thermal (temperature uniformity in the walls of the tubes and capsules). Fields of pressure, temperature and velocity in different critical areas of the module were obtained concluding that the proposal is feasible.

It is important to mention that the use of fluid dynamic codes as ANSYS-CFX (used in this thesis) for designing experimental capsules for IFMIF is not direct. The reason for this is that, under strongly heated helium mini channels, turbulence models tend to underestimate the wall temperature because of the change of helium properties near the wall. Therefore, the different code turbulence models had to be studied in detail and validated against experimental results. ANSYS-CFX SST (*Shear Stress Transport Model*) for transitional turbulence model has been identified among many others as the suitable one for modeling the cooling helium and the temperature on the walls of experimental capsules.

Once the geometry and the main purge and cooling parameters have been defined, the mechanical behavior of each experimental tube or rig including capsules is analyzed. Resulting stresses are compared with the maximum values recommended by applicable structural design codes such as the SDC- IC (*Structural Design Criteria for ITER Components*) in order to assess the degree of protection against plastic collapse. The conclusion shows that the proposal is mechanically robust.

The LBVM involves the use of liquid metals, tritium and the risk associated with neutron activation. The risks related with the handling of liquid metals and tritium are studied in this thesis. In addition, the radiological risks associated with the activation of materials in the module and the residual heat after irradiation are evaluated, including a scenario of loss of coolant. Among the identified conventional risks associated with the module highlights the handling of liquid metals which reactions with water or air are accompanied by the emission of aerosols and fire probability. Regarding the nuclear risks, the generation of radioactive gases such as tritium or volatile radioisotopes such as Po-210 is the main hazard to be considered. An environmental impact associated to possible releases is not expected. Nevertheless, an appropriate handling of capsules, experimental tubes, and container including purge lines is required. After one day after shutdown and one year of irradiation, the experimental area of the module will present a contact dose rate of about 7000 Sv/h, 2300 Sv/h in the experimental capsules and 25 Sv/h in the LiPb. Therefore, the use of remote handling is envisaged for the irradiated module.

Finally, the different possibilities for the module manufacturing have been studied. Among the proposed techniques highlights the electro discharge machining, brazing, electron beam welding or laser welding.

The bases for the final design of the LBVM have been included in the framework of the this work and included in the intermediate design report of IFMIF which will be developed in future, as part of the IFMIF facility final design.

CAPÍTULO 1

1 INTRODUCCIÓN

1.1 MOTIVACIÓN

El consumo energético es ya una parte inseparable de la vida. La producción de materias primas, el transporte e incluso la agricultura implican el uso de fuentes de energía. Esto hace que el acceso a los recursos energéticos sea uno de los factores que determine el futuro de la humanidad afectando desde nuestra rutina diaria hasta las relaciones entre países. Por ejemplo, el consumo eléctrico se utiliza como indicador de la evolución económica de un país, ya que los periodos de crecimiento económico están ligados a aumentos del consumo energético. A pesar de las políticas actuales de eficiencia energética, es necesario pensar en las alternativas de futuro para afrontar una demanda que parece imparable.

La fusión nuclear es una de las más prometedoras fuentes de energía para el futuro. Las mayores ventajas que ésta presenta son su origen inagotable, su respeto por el medio ambiente y además ser capaz de suministrar energía a escala suficiente como para cubrir la demanda futura esperada. Sin embargo, su realización práctica presenta dificultades técnicas considerables. De hecho, el desarrollo de la fusión es uno de los grandes retos tecnológicos mundiales. Para la Unión Europea (UE) la investigación en este campo es uno de sus principales programas de investigación. En este sentido, en junio de 2005 se acordó la construcción del proyecto ITER (del inglés, "*International Termonuclear Experimental Reactor*"), un dispositivo experimental que permitirá demostrar la viabilidad científica de esta tecnología. En este proyecto participan además de la UE otros países como Estados Unidos, Rusia, China, Corea del Sur, Japón y la India, [1].

De las posibles reacciones de fusión, la unión de un núcleo de deuterio con otro de tritio es la que requiere unas condiciones menos difíciles de conseguir. De entre los dos combustibles primarios, el deuterio se encuentra en grandes cantidades en la naturaleza, especialmente en los océanos. El tritio sin embargo es un isótopo radiactivo no disponible en la naturaleza y que es necesario producir. Su generación en las paredes del reactor es vital para garantizar la autosuficiencia de un reactor de fusión. Por otro lado, la reacción entre deuterio y tritio produce un neutrón muy energético que dañaría los materiales de reactor. La pared del reactor debe además evacuar la gran cantidad de calor esperada en un reactor de fusión. Así pues, la pared de un reactor de fusión presenta una problemática variada. Parte de las respuestas necesarias vendrán de las campañas experimentales de ITER mientras que el daño de los materiales debido a altas dosis de radiación (como las esperadas en un reactor de fusión comercial) tendrá que ser estudiada en fuentes de neutrones relevantes.

Por ello, además de ITER, y con la idea de adelantar la fecha hacia el primer reactor experimental de fusión, la comunidad internacional prevé otros proyectos. Este es el caso de JT60-SA, un reactor de fusión de tipo Tokamak superconductor que permitirá probar conceptos alternativos para la operación de ITER y, sobre todo, IFMIF (del inglés, "*The International Fusion Materials Irradiation Facility*"). Otros proyectos adicionales están en discusión, [2].

IFMIF es una fuente de neutrones cuyo objetivo esencial es generar la información sobre el comportamiento de los materiales requeridos para la construcción de un futuro reactor. Así, IFMIF aprovecha las reacciones de “stripping” de deuterio-litio (D-Li), en las que los núcleos acelerados de deuterio se insertan en los de litio, para producir neutrones, con un espectro medio de energías asimilable al que se producirá en la vasija de un reactor de fusión.

El objetivo de esta tesis es el desarrollo de un módulo de irradiación de envolturas regeneradoras basadas en metales líquidos para IFMIF. Para ello se ha contado con el apoyo de la cátedra de fusión nuclear de la UPM (*Universidad Politécnica de Madrid*), el CIEMAT (*Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas*) y el programa internacional IFMIF.

1.2 ALCANCE Y ORGANIZACIÓN DE LA MEMORIA

Este trabajo forma parte de la contribución española a la instalación internacional de irradiación de materiales de fusión IFMIF. El diseño conceptual de IFMIF, se remonta a finales de los años 90 [3] y fue llevado a cabo por un equipo internacional formado por varios países, aunque trabajos anteriores ya mencionaban la posibilidad de una fuente de neutrones de estas características. El diseño ha continuado en años posteriores concluyendo en el diseño conceptual de IFMIF [4][5][6].

Más tarde, el acuerdo bilateral entre Europa y Japón denominado “*Broader Approach Agreement*” (BA) (2007-2017), en el cual España juega un papel destacable, ha desembocado en la continuación de la fase de validación e ingeniería de IFMIF. El diseño conceptual del que partía IFMIF contaba con la posibilidad de varios módulos de irradiación pensados para diferentes tipos de materiales. Sin embargo, la irradiación de metales líquidos, una de las más prometedoras alternativas para la regeneración de tritio en un reactor de fusión no estaba programada.

Esta tesis muestra el trabajo de concepción inicial de un módulo compatible con el diseño de IFMIF que pretende cubrir las necesidades antes mencionadas. Los resultados de esta tesis se han incluido en el último diseño de IFMIF [7].

El capítulo 2 está dedicado a introducir los principios básicos de la fusión nuclear y el estado actual de la investigación en fusión.

En el capítulo 3 se describe en detalle qué son las envolturas regeneradoras de un reactor nuclear. Este empieza describiendo los distintos tipos de conceptos, desde sólidos a líquidos y las diferentes tecnologías asociadas. Se presta una importante atención a los efectos de la radiación nuclear sobre los materiales de las envolturas regeneradoras explicando los fenómenos observados en el pasado. Finalmente, se describen brevemente qué tecnologías serán probadas en ITER.

El capítulo 4 está dedicado a la instalación IFMIF desde sus antecedentes y objetivos a la descripción de sus principales sistemas: El acelerador de deuterones, el sistema de litio y los diferentes módulos de irradiación.

Como inicio del trabajo objeto de esta tesis, en el capítulo 5 se muestran los resultados del análisis realizado que muestra que IFMIF es una fuente idónea para la validación de las envolturas regeneradoras.

Una vez demostrada que la idea de un módulo de irradiación para envolturas regeneradoras cobra sentido, el capítulo 6 describe las bases para el diseño del módulo. Se explican los experimentos propuestos, su capacidad experimental, interfaces, requisitos y finalmente la descripción del módulo.

El capítulo 7 está dedicado a los cálculos que justifican el diseño propuesto. Se presenta la metodología empleada y los principales resultados. Se han llevado a cabo diferentes tipos de análisis: transporte de tritio, termohidráulicos y análisis estructural. En este capítulo se analizan también varios aspectos necesarios para la total justificación de la propuesta como son la fabricación del módulo, la evaluación de los riesgos y su impacto medioambiental.

Por último, las principales conclusiones de esta tesis doctoral son discutidas.

CAPÍTULO 2

2 LA FUSIÓN NUCLEAR

La fusión nuclear es una alternativa energética a la que la comunidad internacional dedica un gran esfuerzo.

En la Figura 1 se muestra el esquema de la reacción de esta fusión, donde una de las reacciones más importantes es la siguiente:

Figura 1: Representación esquemática de la reacción de fusión D-T. Un núcleo de deuterio y otro de tritio se unen para dar lugar a un núcleo de helio y un neutrón, liberándose una energía de 17.58 MeV

Las reacciones de fusión se producirán en una mezcla de deuterio (D) y tritio (T) a doscientos millones de grados centígrados, para generar entre diez y cincuenta veces más energía que la que consume.

Dado que el tritio no existe en la naturaleza con una concentración y abundancia suficientes, es necesario regenerarlo en el propio reactor termonuclear mediante reacciones nucleares inducidas por neutrones de la reacción de fusión en núcleos de litio (Li) como son:

2.1 LA INVESTIGACIÓN EN FUSIÓN NUCLEAR: ITER, IFMIF Y DEMO

Para desarrollar un reactor de fusión todavía se requiere investigar ciertos puntos críticos. Con el acuerdo de Europa, Estados Unidos, Japón, Rusia, China, Corea del Sur y la India, se está construyendo el dispositivo experimental “*International*

Thermonuclear Experimental Reactor” (ITER [1], que significa *camino* en latín) en Cadarache, al sur de Francia. ITER es un dispositivo de tipo Tokamak en el que campos magnéticos intensos se encargan de confinar un plasma con forma toroidal.

Está previsto que en la próxima década ITER entre en operación con el objetivo de proporcionar datos necesarios para el diseño y consiguiente operación de la primera planta de producción de electricidad por fusión nuclear.

Como se ha mencionado anteriormente, es necesario generar tritio en el propio reactor termonuclear. Este hecho supone dar un paso más que las actuales máquinas experimentales dedicadas fundamentalmente al estudio de la física del plasma. Así, en ITER se probarán tecnologías de generación de tritio que entrarán presumiblemente en juego en un futuro reactor de demostración (DEMO).

Figura 2: El Tokamak ITER

En el siguiente capítulo, se describen las distintas envolturas regeneradoras previstas para DEMO y su problemática asociada. Se tratan especialmente aquellos problemas derivados del comportamiento de sus materiales bajo los niveles de radiación neutrónica esperados en un reactor demostración DEMO, muy superiores a los que se obtendrán en el reactor experimental ITER.

CAPÍTULO 3

3 ENVOLTURAS REGENERADORAS DE UN REACTOR DE FUSIÓN

3.1 FUNCIÓN Y TIPOS DE ENVOLTURAS REGENERADORAS

En un Tokamak, la envoltura generadora (del inglés, “*breeding blanket*”) consiste en un conjunto de módulos, Figura 3, que situados inmediatamente detrás de la primera pared, tiene la misión de [3]:

- Proteger la vasija de vacío y las bobinas superconductoras contra los daños y calentamiento producidos por la radiación.
- Producir y recuperar Tritio (fuel para la reacción DT del plasma).
- Convertir la energía de los neutrones en calor.

Figura 3: Esquema simplificado de un reactor de fusión

Existen diferentes conceptos o diseños de envolturas regeneradoras desarrolladas por distintos grupos de investigación en todo el mundo. La diferencia fundamental entre ellos reside en la distinta combinación de los materiales candidatos [9]:

- Material generador de tritio, que puede ser sólido o líquido: determina el inventario y la generación de tritio en la planta. Son materiales que contienen litio (con alto contenido en $Li-6$) y proporcionan una alta generación de tritio para que se pueda garantizar la autosuficiencia de la planta. Además, determinará las necesidades de blindaje adicionales para las bobinas

superconductoras para lo que se necesita un material con ciertas cualidades de blindaje.

- Multiplicador neutrónico: necesario sólo en algunos conceptos con el objetivo de aumentar la población de neutrones lentos y así, la generación de tritio en litio (ya que la reacción de captura se ve favorecida con este tipo de neutrones). En la Figura 4 se puede ver la sección eficaz de captura para Li-6 y Li-7.

Figura 4: Sección eficaz de captura para Li-6 y Li-7

- Material estructural: determina la máxima temperatura de la envoltura generadora que a su vez determina el rendimiento de la conversión de potencia. Además, determina las características medioambientales y de seguridad de la planta de fusión. Estos materiales deberán ser de baja activación neutrónica.
- Fluido refrigerante: que garantiza las temperaturas máximas permitidas para los materiales estructurales permitiendo, a su vez, la extracción de calor hacia un circuito secundario donde se convertirá la potencia térmica. En ocasiones, el propio refrigerante tiene la misión de transportar el tritio generado para su posterior extracción.

3.2 CONCEPTOS SÓLIDOS

La idea fundamental de estos conceptos es la de tener un material generador de tritio en estado sólido y así reducir el inventario de tritio y litio en distintas partes de la

máquina. Hay distintos tipos de envolturas sólidas que emplean una cerámica de litio como material generador de tritio. Los materiales candidatos son Li_2O , Li_4SiO_4 , Li_2TiO_3 y Li_2ZrO_3 en diferentes formas, pero fundamentalmente como lecho de bolas (en inglés “*pebble bed*”). Este material está combinado con berilio como multiplicador neutrónico y aceros ferrítico-martensíticos o compuestos de SiC_f/SiC como materiales estructurales. El refrigerante utilizado en estos conceptos es helio, aunque en algún diseño se utiliza agua [10]. La extracción de tritio en los conceptos sólidos se realiza mediante un gas de purga diferente al de refrigeración que circula a baja velocidad y presión, generalmente helio, arrastrando el tritio producido.

Conceptos sólidos	Material regenerador	Li_2O , Li_4SiO_4 , Li_2TiO_3 , Li_2ZrO_3
	Multiplicador neutrónico	Be
	Refrigerante	Helio Agua
	Material estructural	RAMFS (Aceros ferrítico-martensíticos de baja activación, e.g. EUROFER, F82H). ODS (acero ferrítico-martensítico de baja activación aleado con óxidos) SiC/SiC (carburo de silicio)

Tabla 1: Opciones de materiales para los distintos conceptos sólidos de envolturas regeneradoras

La ventaja fundamental de este tipo de envolturas es la compatibilidad del material generador de tritio con el material estructural y el refrigerante. Tienen, en general, buen comportamiento desde el punto de vista de seguridad debido a su baja reactividad con aire y/o agua en caso de accidente. El inventario de tritio en el berilio puede ser un problema de seguridad si las reacciones químicas entre el berilio y el agua o aire no pueden ser evitadas [10].

Las principales desventajas pasan por el límite de la densidad de potencia que soportarían estos materiales con relativamente baja conductividad térmica, además de los límites de durabilidad de la envoltura bajo el campo de irradiación neutrónica. Por otro lado, al no existir renovación de la cerámica de litio y el berilio, el quemado del material puede ser también un problema [10].

En Europa, el concepto sólido por el que se está apostando es el HCPB (del inglés, “*Helium Cooled Pebble Bed*” [11]), cuyo esquema principal se muestra en la Figura 5.

EL HCPB está basado en el uso de lechos separados de ortosilicato de litio y berilio situados entre platos de refrigeración. La refrigeración se realiza mediante helio a 8MPa. El tritio que se produce en el lecho de bolas de litio se purga mediante una línea de helio específica a 0.1MPa. El material estructural es acero martensítico.

Figura 5: Unidad reproductora de tritio del modelo HCPB

El HCPB es uno de los dos tipos de mantos generadores escogidos por Europa como alternativas para un reactor de fusión DEMO. Los puntos clave de su desarrollo han sido:

- El desarrollo de un módulo de prueba para ITER o, del inglés, “*Test Blanket Module (TBM)*”, [11].
- La caracterización de las propiedades físicas del berilio y las cerámicas de litio en lecho de bolas.
- La exploración de técnicas de fabricación.

En general, se puede decir que los mayores problemas de diseño de este tipo de envolturas regeneradoras, que todavía necesitan un gran esfuerzo de I+D [13], son:

- La demostración de la auto-suficiencia de tritio.
- El control del tritio, es decir, entender cómo el tritio se transfiere al helio de purga y refrigeración desde el lecho de bolas para controlar el balance de tritio en la instalación.
- El comportamiento termomecánico del material generador.

3.3 CONCEPTOS LÍQUIDOS

Los distintos tipos de conceptos líquidos de envoltura generadora se basan en la utilización de un metal líquido (Li o la aleación eutéctica LiPb) o una sal fundida como FLIBE (LiF-BeF₂) o FLINABE (LiF-BeF₂-NaF). Estos últimos son menos comunes.

Los metales líquidos son muy atractivos debido a la alta capacidad regeneradora de tritio, su relativamente alta conductividad térmica y su inmunidad al daño por irradiación. Además, ofrecen la posibilidad de incorporar el contenido en Li-6 en línea ofreciendo así una vida ilimitada del fluido regenerador de tritio. En algunos conceptos (LiPb), incluso no es necesario la utilización de multiplicadores neutrónicos ya que el contenido en plomo de la aleación eutéctica realiza esta función [14].

Las envolturas generadoras basadas en litio puro pueden usar aceros ferrítico-martensíticos o aleaciones de vanadio como materiales estructurales. Los basados en LiPb usan aceros ferrítico-martensíticos, al igual que los anteriores, o compuestos de SiC_f/SiC.

Con respecto al refrigerante, los conceptos de envoltura regeneradora líquida pueden dividirse en:

- Auto refrigerados (en inglés *“self-cooled”*).
- Refrigerados separadamente (en inglés *“separated-cooled”*).
- Refrigerante dual (en inglés *“dual coolant”*).

Los distintos conceptos se explicarán más adelante. En la siguiente Tabla 2, podemos ver un resumen de las distintas opciones de materiales de este tipo de envolturas regeneradoras.

Conceptos líquidos	Material regenerador	Li, LiPb, FLIBE, FLINABE	
	Multiplicador neutrónico	Be (no es necesario si el regenerador de tritio es LiPb)	
	Refrigerante	<i>“Self-cooled”</i> (cuando el refrigerante es el propio regenerador)	Li LiPb FLIBE FLINABE
		<i>“Separately cooled”</i> (cuando el refrigerante es	Agua Helio

		otro fluido)	
		<i>“Dual coolant”</i> (la primera pared refrigerada por el regenerador y el resto de la estructura refrigerado por diferente fluido)	Li LiPb FLIBE FLINABE He
	Material estructural	RAMFS (e.g. EUROFER, F82H, ODS) Aleaciones de vanadio SiC _f /SiC	

Tabla 2: Opciones de materiales para los distintos conceptos sólidos de envolturas regeneradoras

En las envolturas regeneradoras líquidas, contrariamente al caso de las sólidas, no se necesita la utilización de un gas de purga para la extracción de tritio. En este caso el tritio es generado en el metal líquido que se hace circular hacia el exterior de la instalación donde se realiza la extracción.

3.3.1 Envolturas auto refrigeradas

En este tipo de envoltura, el material generador de tritio se hace circular a alta velocidad sirviendo además como refrigerante y permitiendo así un diseño simple ya que no es necesario disponer de una superficie de transmisión de calor intermedia hacia otro refrigerante. A pesar de su simplicidad, debido a las altas velocidades del metal líquido, aparecerán fenómenos magnetohidrodinámicos (MHD) como la pérdida de carga causada por las fuerzas de Lorentz, uno de los principales problemas de este tipo de envoltura.

Un ejemplo de esta categoría es el SCLL (del inglés, *“Self Cooled Lithium Lead”*) que es el concepto más avanzado. Este concepto está basado en una estructura de material compuesto SiC_f/SiC refrigerada con LiPb que permite el uso de una alta temperatura y bajos niveles de activación neutrónica. La primera pared tiene una capa fina de Wolframio. Así, el sistema permite tener una temperatura máxima del LiPb a su salida de la envoltura de unos 1100°C sin exceder el límite de 1000°C del SiC_f/SiC [15]. Al mismo tiempo que refrigera, el LiPb actúa como generador de tritio, multiplicador neutrónico y transportador de tritio. Puesto que la aleación eutéctica LiPb trabaja como único refrigerante, su velocidad deberá ser alta (~1 m/s) para poder eliminar el calor nuclear. El mayor desafío para el desarrollo de este tipo de envoltura es la viabilidad de conseguir un compuesto SiC_f/SiC capaz de soportar la alta fluencia

neutrónica al que estará sometido. Además, la compatibilidad del compuesto con el LiPb no está suficientemente estudiada y necesita optimización. Se ha observado que una pequeña penetración a través del espesor de SiC_f/SiC podría causar un gran impacto en sus propiedades mecánicas [15]. Ejemplos particulares de este tipo de envoltura son el europeo TAURO (Figura 6) o ARIES en los Estados Unidos [17].

Figura 6: Vista esquemática de la envoltura regeneradora TAURO

Otro ejemplo es el SCLi (del inglés, “Self Cooled Lithium Blanket”), seleccionado por Rusia como la envoltura para DEMO. Como su nombre indica, el litio puro es el material generador de tritio, que a su vez, actúa como refrigerante. En este concepto, el material estructural seleccionado es una aleación de vanadio y berilio como multiplicador neutrónico. Las temperaturas de entrada y salida del litio serán 300/600°C. Los mayores desafíos a los que se enfrenta esta envoltura son el desarrollo de recubrimientos aislantes que minimicen los fenómenos MHD, la corrosión a altas temperaturas (se espera el uso de recubrimientos cerámicos anticorrosión), la alta reactividad del litio con aire y agua (que induce a problemas serios de seguridad) y la obtención de la aleación de vanadio [11].

3.3.2 Envolturas de refrigerante dual

En este tipo de envolturas la estructura y la primera pared en contacto con el plasma, la cual recibirá el mayor flujo de calor, están refrigeradas por un fluido diferente. Se diferencian de las envolturas refrigeradas separadamente porque el fluido generador de tritio (o regenerador) servirá como refrigerante sólo en la zona de generación de tritio mientras que la primera pared estará refrigerada por helio a alta presión. Esto

permite utilizar velocidades del regenerador algo menores que en el caso anterior ($\sim \text{cm/s}$). Sin embargo, incluso usando velocidades menores, los fenómenos magnetohidrodinámicos (MHD) como la pérdida de carga causada por la fuerza de Lorentz, aparecerán como mayor problema, entre otros efectos que se explicarán más adelante. Para reducir estos fenómenos se han ideado algunas soluciones como los llamados FCI's (del inglés, "*Flow Channel Inserts*") que son unas placas que recubren la estructura para aislarla eléctricamente evitando inestabilidades MHD. Estos FCI's se han añadido a algunos conceptos para aislar el regenerador de las paredes conductoras. Inicialmente, los FCI's estaban hechos de acero y alúmina en una estructura tipo sándwich. Actualmente, se prefiere el uso de compuestos SiCf/SiC permitiendo, al mismo tiempo, un aislamiento térmico de la estructura y, así, una mayor temperatura de operación. Una de las mayores incertidumbres es que los FCI's de SiC deberán ser compatibles con el material generador de tritio a alta temperatura ($700\text{-}800^\circ\text{C}$), las conductividades eléctrica y térmica deberán ser lo más bajas posibles (incluso bajo irradiación), y el metal líquido no debe penetrar el compuesto. Así se evitaría la degradación de sus propiedades y sobre todo, evitaría el aumento de conductividad eléctrica y la concentración de tritio atrapado en el compuesto.

Un ejemplo característico de este concepto es el DCLL (del inglés "*Dual Coolant Lithium Lead*") que es uno de los conceptos seleccionados para ser probado en ITER, Figura 7. Este concepto, cuyo material generador de tritio es LiPb, está basado en el uso de una estructura de EUROFER y el uso de FCI's de SiCf/SiC. Para la primera pared, esta envoltura usa EUROFER ODS (EUROFER aleado con óxidos) que permite elevar la máxima temperatura permitida a los 650°C (en lugar de los 550°C del EUROFER "convencional") [18].

Figura 7: Concepto de envoltura DCLL

3.3.3 Envolturas refrigeradas separadamente

En este tipo de envolturas, se usa un fluido refrigerante diferente al fluido generador de tritio. Típicamente este fluido es helio a alta presión, aunque algunos diseños utilizan agua. Esto permite la utilización de velocidades muy bajas en el regenerador minimizando la problemática MHD y permitiendo una extracción de tritio hacia fuera de la envoltura mucho más fácil que los conceptos anteriores. Además, se pueden considerar como los conceptos que menos extrapolaciones necesitan del actual conocimiento, minimizando así el riesgo tecnológico. Sin embargo, estas ventajas derivan en una estructura de la envoltura más complicada y problemas de permeación de tritio al refrigerante (debido a la baja velocidad y la baja solubilidad de tritio en los materiales generadores) [14].

Un ejemplo de este tipo es el HCLL (del inglés, “*Helium Cooled Lithium Lead*”), uno de los conceptos analizados durante los estudios europeos nombrados anteriormente y seleccionado para ser probado en ITER, Figura 8.

Figura 8: Concepto de envoltura HCLL

La envoltura HCLL está basada en una estructura de EUROFER con LiPb como material regenerador (Li al 90% de Li-6) a baja velocidad ($\sim$ mm/s), multiplicador neutrónico y transportador de tritio a la vez. Toda la envoltura está refrigerada por helio

cuyas temperaturas de entrada y salida son 300°C y 550°C respectivamente y 8 MPa de presión [18].

3.4 PRINCIPALES PROBLEMAS DE DISEÑO DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS LÍQUIDAS

Puesto que el objetivo fundamental de esta tesis está directamente relacionado con la problemática de las envolturas líquidas, este capítulo trata de dar una idea de sus principales retos del diseño, profundizando en algunos temas ya comentados en el anterior apartado. Ciertos problemas presentados son generales de los materiales generadores de tritio líquidos y otros son específicos de los distintos conceptos mencionados anteriormente [20].

3.4.1 Efectos magnetohidrodinámicos (MHD)

Un metal líquido fluyendo de manera perpendicular al campo magnético viene acompañado de una diferencia de potencial inducida. Esta diferencia, cuando las paredes no están aisladas, es cortocircuitada por las mismas resultando en corrientes eléctricas que interactúan con el campo magnético. Así, se creará una fuerza de Lorentz que causará una pérdida de carga a lo largo de todo el canal.

El campo magnético no sólo causa pérdida de carga en el metal líquido sino que modifica los perfiles de velocidad en los canales. Esta influencia es especialmente importante en regiones donde el flujo no está totalmente desarrollado como en expansiones/contracciones, codos, o incluso en zonas donde el campo magnético es variable. En estas regiones, se producen corrientes en tres dimensiones, principalmente en el seno del fluido, que interactúan con el campo modificando la velocidad en aquellas zonas en las que el flujo no es paralelo a dichas corrientes.

Los perfiles de velocidad modificados se podrían traducir en una supresión de la turbulencia influyendo negativamente en la transferencia de calor desde las paredes hacia el centro del fluido.

Resumiendo, las tres consecuencias más importantes de los fenómenos MHD en los Tokamaks son:

- Pérdida de carga.
- Modificación de los perfiles de velocidad.
- Modificación de la transferencia de calor

Los intentos por solucionar el problema en los últimos años han sido varios, como por ejemplo, la optimización de los flujos de refrigerante o el espesor de la pared de los canales de refrigeración. Sin embargo, se ha encontrado que la mejor manera de reducir los efectos MHD es la de desacoplar eléctricamente las paredes de los canales del metal líquido. Para ello, las dos propuestas adoptadas han sido el uso de FCI's (como los que se usan en el modelo DCLL mencionado anteriormente) o recubrimientos cerámicos sobre los materiales estructurales.

3.4.2 Control de tritio

Una generación de tritio autosuficiente no solo pasa por una tasa de generación de tritio adecuada si no por el manejo del inventario en las diferentes partes de la máquina. El control del tritio generado en el seno del metal líquido es crucial debido a que tiene que garantizar:

- Que el tritio se recupere con una mínima eficiencia para asegurar la viabilidad de la planta. Para ello, se deberán minimizar las pérdidas de tritio a los refrigerantes secundarios, generadores de vapor, etc.
- Que el inventario de tritio y sus emisiones al medio ambiente se minimicen y cumplan la normativa vigente por razones de seguridad.

En las envolturas que usan LiPb, el inventario de tritio no es un grave problema ya que la solubilidad del tritio en este metal líquido es extremadamente baja. Sin embargo, su permeación a través de las estructuras se considera la mayor fuente de pérdidas de tritio [21]. Este fenómeno se ve aumentado en aquellos conceptos de envoltura en los que la velocidad del metal líquido es muy baja, ya que el mayor tiempo de residencia implica una mayor concentración y, debido a la baja solubilidad, una alta presión parcial de tritio. La presión parcial de tritio determinará el inventario de tritio retenido en las paredes de las estructuras y, lo más importante, la cantidad de tritio que permeará a través de ellas.

Así, vemos que aumentando la velocidad del metal líquido vamos minimizando el problema mientras que agudizamos los fenómenos MHD comentados anteriormente.

Para solucionar el problema, además del aumento de velocidad del metal líquido, se ha observado, gracias a la experiencia obtenida de los reactores de fisión tipo CANDU, (de la expresión "CANadá Deuterio Uranio"), que la formación de una capa de óxido en la superficie de los tubos de refrigeración ofrecía una reducción significativa de la permeación de tritio. Debido a esto, se ha empezado a investigar la posibilidad de añadir recubrimientos cerámicos antipermeación a las estructuras de la envoltura.

3.4.3 Reacciones químicas entre el metal líquido, agua y aire

El litio puro líquido reacciona vigorosamente con agua, aire, hormigón, óxido de carbono y nitrógeno. Estas reacciones conllevan la liberación de grandes cantidades de energía y en algunos casos aerosoles o incluso hidrógeno (como es el caso de la reacción Li-agua).

El LiPb también reacciona de manera significativa con el agua, el dióxido de carbono y el hormigón. Las reacciones con aire y nitrógeno se consideran menos intensas.

Los riesgos que esto produce en una envoltura regeneradora basada en metales líquidos son:

- La energía liberada podría incrementar la temperatura poniendo en peligro la integridad de los componentes liberándose productos radiactivos.
- Una liberación de hidrógeno podría desembocar en una explosión debido a una posible reacción con el oxígeno del aire ambiente.

Así, en el caso de envolturas regeneradoras líquidas se tomarán medidas como la utilización de atmósferas inertes en contacto con el metal líquido.

3.4.4 Productos de activación

Además del tritio, la irradiación del metal líquido con los neutrones provenientes del plasma hará que no sólo el metal líquido, sino también sus impurezas y material de corrosión, se activen debido a la transmutación.

La activación esperada en LiPb será mayor que en litio puro por su contenido en Pb. Los productos de activación del Pb causan un riesgo potencial biológico que se estima en tres órdenes de magnitud superior al del litio. Polonio 210 y mercurio 203 son los productos de activación que, aunque no son necesariamente los que más se producen (en kg), contribuirán significativamente a las dosis por posibles accidentes.

Así, para asegurar la viabilidad de este tipo de envolturas, son necesarios métodos efectivos de extracción de radionucleidos.

3.4.5 Las envolturas regeneradoras de ITER

Uno de los objetivos de la instalación experimental ITER es la de probar distintos conceptos de envolturas regeneradoras bajo un ambiente de fusión nuclear para demostrar que son capaces de garantizar la auto-suficiencia de tritio y la extracción del calor necesario para producir electricidad. Los principales objetivos son los siguientes [11]:

- La validación del comportamiento estructural bajo las cargas térmicas, mecánicas y electromagnéticas de ITER.
- La validación de las predicciones del comportamiento estructural.
- Validación de los procesos de recuperación de tritio e inventario en los materiales de las envolturas regeneradoras.
- La validación de las predicciones de generación de tritio y demostración de su auto-suficiencia generadora.
- Demostración de la operación de la envoltura en su conjunto.

Los conceptos de envolturas regeneradoras que se probarán en ITER incluyen tanto las propuestas sólidas como líquidas. Actualmente, ITER se está diseñando para albergar campañas experimentales con 6 tipos diferentes de envolturas [12]:

- La envoltura HCLL (del inglés, "*Helium Cooled Lithium Lead*"), ya mencionada anteriormente y propuesta por la Unión Europea. Esta envoltura, refrigerada separadamente, usa LiPb como generador de tritio y multiplicador neutrónico y EUROFER como material estructural. El refrigerante es helio.
- La envoltura HCPB (del inglés, "*Helium Cooled Pebble Bed*"), también propuesta por la Unión Europea. La envoltura usa cerámicas de Li_4SiO_4 o

Li_2TiO_3 como generador de tritio, berilio como multiplicador y EUROFER como material estructural. El refrigerante es helio.

- La envoltura WCCB (del inglés, “*Water Cooled Ceramic Breeder*”), propuesta por Japón. Usa cerámicas de Li_2TiO_3 como generador de tritio, berilio como multiplicador y el acero F82H como material estructural. El refrigerante es agua.
- La envoltura DCLL (del inglés, “*Dual Coolant Lithium Lead*”), propuesta por Estados Unidos con Korea. Usa helio para la refrigeración de la primera pared y las estructuras mientras que la aleación eutéctica LiPb actúa de segundo refrigerante. Esta propuesta para ITER usa F82H como material estructural que está aislado térmica y eléctricamente del LiPb mediante FCI's.
- La envoltura HCCB (del inglés, “*Helium Cooled Ceramic Breeder*”), propuesta por China. Usa cerámicas de Li_4SiO_4 como generador de tritio, berilio como multiplicador neutrónico y aceros ferríticos martensíticos de baja activación como material estructural. El refrigerante es helio.
- La envoltura LLCB (del inglés, “*Lithium Lead Ceramic Breeder*”), propuesta por India y Rusia. Esta envoltura tiene las dos peculiaridades de los conceptos sólidos y líquidos ya que usa cerámicas de Li_2TiO_3 y la aleación LiPb como materiales generadores de tritio. El material estructural es, en este caso, un acero ferrítico martensítico de baja activación. En esta envoltura existen dos refrigerantes: helio para la primera pared y el contenedor externo y la aleación LiPb para refrigerar el lecho de cerámicas. Este concepto utiliza recubrimientos cerámicos para aislar eléctricamente los canales del LiPb.

En la siguiente Figura 9 se pueden ver las principales características de las alternativas europeas para envolturas regeneradoras.

	HCPB	HCLL
	He-Cooled PebbleBed	He-Cooled Lithium Lead
Material estructural	EUROFER	
Refrigerante	Helio, 8 Mpa, 300/500 °C	
Material generador de tritio	$\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_4\text{SiO}_4$	Pb-15.7Li
Multiplicador neutrónico	Be	Pb-15.7Li

Figura 9: Alternativas europeas para envolturas regeneradoras

3.5 EFECTO DE LA RADIACIÓN EN LOS MATERIALES DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS

3.5.1 Tipos de materiales

En un reactor de fusión, con independencia del tipo de envoltura que incorpore, los diferentes materiales y componentes se verán afectados por un intenso flujo de neutrones ($\approx 10^{15}$ n/cm²/s) de 14 MeV de energía.

Los distintos tipos de materiales de una envoltura regeneradora los podemos dividir en tres grupos principales:

- Materiales que ven el plasma: Aquellos que estarían expuestos a las condiciones más desfavorables y que deben garantizar que son capaces de absorber el calor a la vez que minimizar la contaminación del plasma.
- Materiales funcionales: Aquellos que desempeñan alguna “función” especial como materiales generadores de tritio, aislantes, recubrimientos anticorrosión, antipermeación, etc.
- Materiales estructurales: Aquellos, que como su nombre indica, realizan una función estructural en el conjunto de la envoltura. Estos materiales deben soportar altas temperaturas y un, todavía alto, nivel de radiación.

Dependiendo del modelo o concepto de envoltura, estos materiales son diferentes como se puede ver en los ejemplos mostrados en el apartado anterior.

3.5.2 Fenómenos observados en los materiales debido a la irradiación

Cuando un material es irradiado, las partículas incidentes depositan su energía en el seno del material mediante tres tipos de procesos [22]:

- Interacciones inelásticas con los electrones del material, produciendo su **ionización**.
- Colisiones elásticas con el núcleo produciendo **desplazamientos atómicos** o cascadas de desplazamientos que derivan en vacantes o grupos de vacantes.
- Captura de las partículas incidentes por el núcleo del material produciendo la transmutación del material produciendo nuevos productos como por ejemplo átomos de **helio e hidrógeno**.

Las pérdidas electrónicas no son demasiado importantes en materiales estructurales ya que normalmente éstas derivan en la disipación de calor sin afectar demasiado a sus propiedades. Sin embargo, este efecto es muy importante en materiales funcionales como semiconductores o aislantes ya que modifican su función afectando a la conductividad eléctrica.

Los desplazamientos atómicos se producen cuando la energía en juego supera un cierto umbral, E_d , que dependerá del material y la temperatura. Esta primera colisión se llama colisión primaria y el primer átomo desplazado se suele llamar PKA (del inglés, "*primary knock-on atom*"). Un PKA puede engendrar otros desplazamientos atómicos vía cascadas de colisión que es un fenómeno complejo de interacciones entre los múltiples átomos involucrados. Por otro lado, a medida que pasa el tiempo, este daño en el material puede evolucionar sobre todo a cierta temperatura. Estos cambios micro estructurales que sucederán en todos los tipos de materiales provocan:

- Cambios en sus propiedades físicas (i.e. decrecimiento de la conductividad eléctrica y/o térmica).
- Cambios en las propiedades mecánicas (i.e. endurecimiento, pérdida de ductilidad, pérdida de resistencia a fractura, pérdida de plasticidad).

La magnitud con la que comúnmente se cuantifican los desplazamientos atómicos es el **dpa** (desplazamientos por átomo).

La transmutación del material se produce mediante reacciones nucleares consistiendo en el cambio que transforman un elemento químico por otro. Los efectos más importantes son:

- Activación del material.
- Cambios en las dimensiones del material (como el aumento de volumen debido a burbujas de helio producido por transmutación).
- Cambios en su composición química (la generación de impurezas pueden inducir una disminución de la resistencia a corrosión de los materiales).

A la hora de cuantificar el daño en los materiales, se suelen emplear las siguientes magnitudes:

- Dpa (desplazamientos por átomo).

- El ratio entre la cantidad de hidrógeno producido (en appm) y los dpa (H/dpa).
- El ratio entre la cantidad de helio producido (en appm) y los dpa (He/dpa).
- La tasa de ionización.

CAPÍTULO 4

4 IFMIF

4.1 ANTECEDENTES Y OBJETIVOS DE IFMIF

Los comienzos se remontan a finales de los años 90 cuando IFMIF se propone como fuente de neutrones basado en reacciones D-Li para probar y cualificar materiales que resistan el tiempo de vida de un reactor de fusión de tipo comercial. Así, bajo los auspicios de la Agencia Internacional para la Energía Atómica, un grupo de especialistas propone el primer diseño conceptual de IFMIF. En los siguientes años, se realizan diversos estudios que terminan en el diseño conceptual de IFMIF, [3][4][5][6].

A partir de ahí y con el objetivo de conseguir una aceleración en la consecución de la energía de fusión, para fines pacíficos, el 5 de Febrero de 2007, en Tokio, se firma un acuerdo entre Japón y Europa llamado “*Broader Approach*”, [23]. Este acuerdo cubre aquellas actividades de investigación y tecnológicas complementarias a ITER pero necesarias para obtener energía de fusión de un modo comercial. Las más significativas son:

- IFMIF (del inglés, “*International Fusion Materials Irradiation Facility*”), una instalación para la cualificación de los materiales a utilizar en un reactor de fusión,
- JT60-SA, un Tokamak superconductor que permitirá probar conceptos alternativos para la operación de ITER,
- CTF (del inglés, “*Component Test Facility*”), una fuente masiva de neutrones basada en plasma para la cualificación bajo radiación de componentes de grandes dimensiones.

Bajo este programa, IFMIF obtiene un gran impulso y varias tareas de diseño y validación se ponen en marcha. Éstas incluyen, entre otras, el diseño de la planta de IFMIF [7] y varias instalaciones experimentales distribuidas entre Europa y Japón.

Si todas estas tareas de I+D tienen éxito, en los próximos 20 años dará comienzo la construcción de un prototipo de reactor de fusión, DEMO (del inglés, “*DEMOstration Fusion Power Reactor*”).

4.2 DESCRIPCIÓN DE LA INSTALACIÓN

El principio de la instalación IFMIF se basa en las reacciones nucleares entre dos haces de deuterones de 125mA cada uno que impactan en un blanco de litio líquido que fluye a 20 m/s, Figura 10. Los neutrones resultantes tendrán un espectro neutrónico muy similar al esperado en los futuros reactores de fusión de modo que se esperan desplazamientos atómicos y producción de gases de transmutación en los materiales similares a los que se producirían en un ambiente de fusión nuclear eso sí, en un espacio reducido. En la siguiente Figura 10 podemos ver el volumen de las

zonas representativas de irradiación justo detrás de la zona de impacto del haz de deuterones.

Figura 10: Esquema del blanco de la instalación experimental IFMIF con los módulos de irradiación

El proyecto IFMIF está organizado en varios subsistemas diferentes [6]:

- La instalación de los aceleradores de partículas, que producirán y transportarán los deuterones.
- La instalación del blanco de litio líquido que producirá una corriente de litio en superficie libre que transformará los deuterones en neutrones mediante reacciones nucleares.
- La instalación de módulos de irradiación y celda caliente cuyo objetivo es la de irradiar, manejar y examinar las muestras de los diferentes materiales.
- El laboratorio de examen de muestras.
- El sistema de destritiación.
- Las instalaciones convencionales como el sistema de refrigeración, de purga y de ventilación (tanto convencional como nuclear).
- Y el sistema de control e instrumentación.

Figura 11: Esquema general de la instalación IFMIF

4.2.1 El acelerador

El requisito de IFMIF de emitir un haz de deuterones de 250 mA sobre un blanco de litio será conseguido mediante dos aceleradores de 125 mA y 40 MeV cada uno operando en paralelo y en modo continuo.

La instalación comprende una secuencia de fases de aceleración y transporte de haz. Una fuente de iones generará un haz de deuterones continuo seguido por una línea de transporte de baja energía llamada ECR (*“Electron Cyclotron Resonance”*). Ésta guiará el haz desde la fuente hasta el acelerador de radiofrecuencia o RFQ (*“Radio Frequency Quadrupole”*) que acelerarán el haz hasta los 5 MeV. Este haz será inyectado a través de la sección MS (*“Matching Section”*) hacia la última etapa de aceleración, DTL (*“Drift Tube Linac”*), que acelerará hasta la energía final de 40 MeV.

En la siguiente Figura 12 podemos ver una vista isométrica de la instalación del acelerador.

Figura 12: Vista isométrica de la instalación del acelerador de IFMIF

4.2.2 El blanco de litio

El sistema del blanco de litio de IFMIF consiste en dos componentes principales: el blanco en sí mismo y el lazo de litio líquido. El primero proporcionará una corriente estable de litio en superficie libre mientras que el último circulará el litio al mismo tiempo que evacuará el calor depositado por los deuterones. Los principales requisitos del sistema de litio serán: evacuar 10 MW de potencia (deuterones), proporcionar una corriente a una velocidad suficientemente alta (20 m/s) y controlar el nivel de impurezas, principalmente tritio y Be-7 resultantes de las reacciones nucleares.

La bandeja que forma el blanco de litio donde impactarán los deuterones tiene una superficie cóncava para que las fuerzas centrífugas proporcionen el margen necesario para evitar la ebullición. Esta bandeja separará además dos zonas diferenciadas: La zona del impacto, por donde entrarán los deuterones que deberá estar en vacío (10^{-3} Pa), mientras que la zona de irradiación (celda caliente) estará a $\sim 10^{-1}$ Pa. Para garantizar una generación de neutrones adecuada, la superficie de litio deberá ser lo más estable posible garantizando un espesor mínimo para evitar el sobrecalentamiento de la bandeja por efecto de la radiación de deuterones, cuya energía debe ser depositada en el Li. Además, en el litio se generarán impurezas por lo que la instalación contará con un sistema de purificación. El inventario total de litio es de aproximadamente 21 m³. Una bomba electromagnética se encargará de proporcionar el flujo másico adecuado.

En la siguiente Figura 13 podemos ver un diagrama resumiendo las diferentes partes del sistema de litio de IFMIF.

Figura 13: Diagrama de bloques del lazo de litio de IFMIF

4.2.3 La instalación de irradiación

El flujo de neutrones producido (aproximadamente $4 \cdot 10^{14} - 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{s}$ a 14 MeV) se confinará en una celda caliente en la que se instalarán diferentes módulos de irradiación. Básicamente se pueden identificar tres zonas de irradiación diferentes con espectros neutrónicos diferenciados. En la siguiente Figura 14 podemos ver un esquema básico en el cual se muestran las condiciones de irradiación de cada una de las zonas de irradiación.

Figura 14: Esquema de la fuente de neutrones IFMIF

El área de irradiación de IFMIF deberá ser capaz de albergar la máxima cantidad de muestras en el menor espacio posible con una alta flexibilidad en las condiciones de operación para conseguir los ambientes necesarios para los distintos tipos de experimentos. Los distintos materiales que estarán presentes en un reactor de fusión recibirán un cierto flujo neutrónico, y por tanto sufrirán un daño diferente, dependiendo de su posición relativa con respecto al lugar donde se producen las reacciones de fusión.

Así, IFMIF consta de tres zonas principales de irradiación llamadas, dependiendo de su posición relativa a la fuente, alto flujo, medio flujo y bajo flujo, Figura 14. En cada una de estas zonas se colocarán uno o más módulos de irradiación que contendrán cápsulas experimentales llenas de muestras de materiales candidatos para reactores de fusión.

La celda caliente de IFMIF, Figura 15, consiste en un recinto de hormigón recubierto por una recubierta de acero refrigerada que acomoda el blanco de litio y los módulos de irradiación. Así mismo actúa como sumidero de calor para proteger el hormigón de sobrecalentamiento ya que la celda caliente constituye una barrera de confinamiento. A la celda caliente se accede desde su parte superior donde alberga bloques de blindaje removibles también refrigerados. Éstos se levantarán mediante una grúa para acceder al interior de la celda caliente para la inserción o extracción de los diferentes módulos.

Los módulos de irradiación previstos para IFMIF se describen en los siguientes capítulos.

Figura 15: Celda caliente de IFMIF

4.2.3.1 El área de alto flujo

En la zona de alto flujo de IFMIF se instalará el llamado módulo de alto flujo (o HFTM, del inglés “*High Flux Test Module*”), Figura 16.

Figura 16: Diseño del módulo de alto flujo de IFMIF

Este módulo consiste en varias cápsulas experimentales (Figura 16, derecha) que son albergadas en la zona del módulo donde impactarán los deuterones (en rojo, Figura 16 izquierda). Esta zona tiene unas dimensiones de aproximadamente 20 cm x 5 cm. Se espera, en esta zona, flujos neutrónicos del orden de entre $4 \cdot 10^{14} - 10^{15} \text{ n/cm}^2\text{s}$ y altas energías, hasta 20 MeV con un pico representativo de 14 MeV.

En las cápsulas del módulo de alto flujo de IFMIF se probarán principalmente materiales para la primera pared de reactores de fusión como aceros ferrítico-martensíticos. Las irradiaciones se prevén a varias temperaturas representativas de los reactores de fusión. Así, estos aceros se probarán a temperaturas en el rango de 250-550 °C.

La región de alto flujo de IFMIF acomodará cerca de 1000 muestras (muestras con tamaño reducido) en 12 cápsulas individuales y cuyo control de temperatura es independiente. Las estructuras del módulo de alto flujo de IFMIF podrían llegar a alcanzar los 50-55 dpa/fpy.

Las diferentes cápsulas de irradiación se alojan en un contenedor dividido en 8 compartimentos cada uno refrigerado por helio, como indica la Figura 16.

Existe otra versión de alta temperatura de este módulo, llamado módulo de alto flujo horizontal, debido a la orientación de sus cápsulas. Aunque el concepto es similar al módulo de alto flujo antes mencionado o vertical, en este módulo se prevén irradiación

de materiales refractarios como el wolframio y compuestos de SiC_f/SiC . La temperatura de irradiación en este caso llegaría a los 1000 °C.

4.2.3.2 El área de medio flujo

La zona de medio flujo de IFMIF está pensada para instalar varios módulos de irradiación diferentes. El diseño conceptual de IFMIF preveía, [6]:

- Un módulo para probar fatiga durante irradiación o CFTM (siglas en inglés de “*Creep-Fatigue Test Module*”).
- Un módulo moderador de wolframio para modificar el espectro neutrónico o NSS (del inglés, “*Neutron Spectral Shifter*”).
- Un módulo para probar materiales cerámicos de envolturas regeneradoras sólidas o TRTM (del inglés, “*Tritium Release Test Module*”).

El módulo CFTM será el primer módulo de la zona de medio flujo, instalado justo detrás del HFTM. Consiste en tres máquinas montadas en una estructura que se mueven de manera que se generarán desplazamientos en las muestras durante irradiación para así medir las propiedades mecánicas bajo fatiga, Figura 17 [6].

Figura 17: Módulo CFTM de IFMIF

El módulo TRTM contiene muestras de envolturas regeneradoras sólidas (ortosilicato o metatitanato de litio) y materiales cerámicos de berilio. El módulo proporcionará temperaturas de irradiación de entre 300–900 °C y conexiones a un gas de purga que arrastrará el tritio producido hacia el equipo de medida. Este módulo precisa de un moderador (NSS) situado justo antes con el objetivo de modificar el espectro

neutrónico de modo que las condiciones de irradiación en las muestras del TRTM sean lo más parecidas posible a un reactor de fusión [6].

Figura 18: Módulo TRTM de IFMIF

El objetivo de esta tesis, como se ha mencionado, es el diseño de un módulo para probar materiales funcionales para envolturas regeneradoras líquidas. A lo largo de los diferentes capítulos se verá que su posición idónea (condiciones de irradiación similares a la zona regeneradora de un reactor de fusión) será la zona de medio flujo de IFMIF. Los resultados del trabajo presentado en esta tesis se han tenido en cuenta durante la etapa de ingeniería y validación de IFMIF [7] de modo que la zona de medio flujo incorporaría también este módulo que se situaría en la posición del TRTM. Así, ambos módulos se intercambiarían dependiendo de la campaña experimental. El nombre de este módulo será LBVM que viene del inglés *"Liquid Breeder Validation Module"*.

4.2.3.3 El área de bajo flujo

En la zona de bajo flujo de IFMIF se localizará el LFTM, del inglés *"Low Flux Test Module"* o módulo de bajo flujo. Su objetivo es el de irradiar distintos tipos de materiales y hasta pequeños prototipos de componentes situados detrás de las envolturas regeneradoras en un reactor nuclear. Esto incluye materiales aislantes, cables, fibras ópticas o prototipos de bolómetros, sensores magnéticos, ventanas, etc.

El módulo consiste en varios tubos de menor a mayor tamaño y proporciona un mayor espacio de irradiación con respecto a los módulos anteriores. Así, estos módulos también se conocen como tubos verticales de irradiación o VIT (del inglés, *"Vertical Irradiation Tubes"*).

CAPÍTULO 5

5 ANÁLISIS DE LA IDONEIDAD DE IFMIF PARA LA VALIDACIÓN DE LAS ENVOLTURAS REGENERADORAS DE LOS REACTORES DE FUSIÓN

Como se ha mencionado en capítulos anteriores, la validación de envolturas regeneradoras líquidas no se incluyó dentro de las capacidades experimentales de IFMIF en su diseño de referencia [6]. Por ello, como primer paso hacia una propuesta de ello, se han realizado cálculos neutrónicos con el fin de:

- Evaluar la idoneidad de lleva IFMIF para llevar a cabo experimentos de irradiación relacionados con materiales funcionales para envolturas regeneradoras líquidas de reactores de fusión.
- Buscar la mejor configuración para llevar a cabo tales experimentos, es decir, encontrar la mejor posición para el posible módulo de irradiación dentro de la celda caliente de IFMIF.

Para ello, se han calculado los parámetros de irradiación más significativos en varios materiales candidatos situados en diferentes posiciones de IFMIF. Los valores se han comparado con los esperados en la primera pared y en la zona regeneradora de tritio de un reactor de fusión. Se ha elegido un reactor tipo HCLL, [19]. Además, los valores también se han comparado con los que se obtendrían en un reactor rápido de fisión puesto que la mayoría de las irradiaciones actuales se hacen en reactores de este tipo.

Los parámetros que se han elegido para este análisis son el daño por desplazamiento (dpa) y el ratio de producción de gases (H, He) con respecto a los dpa.

La metodología empleada en los cálculos está resumida en la siguiente Figura 19 y descrita en las siguientes secciones. Básicamente, el cálculo se ha realizado mediante el código MCNPX [25] utilizando como punto de partida los espectros neutrónicos de las diferentes fuentes o posiciones en la celda caliente de IFMIF.

Figura 19: Metodología usada para los cálculos neutrónicos

5.1 CÁLCULO DE LOS ESPECTROS NEUTRÓNICOS

En el caso de IFMIF, los diferentes espectros neutrónicos se han calculado mediante el código McDelicious, [26]. Este código, ha sido desarrollado por FZK ("Forchungszentrum Karlsruhe", Alemania) para simular adecuadamente la fuente de neutrones proveniente de la interacción deuterón-litio y así, la celda caliente de IFMIF.

En el caso del reactor de fusión (DEMO HCLL), se ha usado un espectro correspondiente a un reactor de 4000 MW de potencia de fusión, [27]. Se han seleccionado cuatro posiciones de una envoltura regeneradora posicionada en la zona interior del Tokamak, que será la más irradiada:

- delante de la primera pared (ver **1** en Figura 20).
- detrás de la primera pared (ver **2** en Figura 20).
- un punto medio de la zona regeneradora (ver **3** en Figura 20).
- la parte final de la zona regeneradora (ver **4** en Figura 20).

Figura 20: Modelo geométrico de un DEMO HCLL donde se muestran las distintas posiciones elegidas para los presentes cálculos (1,2,3,4)

Para la comparación con un reactor de fisión, se ha utilizado el típico espectro de un reactor rápido, obtenido de la literatura [28].

5.2 CÁLCULO DE LOS PARÁMETROS DE IRRADIACIÓN

Los principales parámetros de irradiación se han calculado para los siguientes materiales, candidatos todos ellos para ser usados como materiales funcionales en un reactor de fusión.

- Fe: Base de los aceros estructurales, los parámetros de irradiación obtenidos en Fe se utilizarán para evaluar los materiales estructurales.
- SiC: Material candidato para los FCI's (ver sección 3.4.1) en una envoltura regeneradora líquida.
- SiO₂: Material candidato para recubrimientos antipermeación (ver sección 3.4.2).
- CaO: Material candidato para recubrimientos aislantes (ver sección 3.4.1).
- Al₂O₃: Material candidato para recubrimientos antipermeación y aislantes.
- AlN: Material candidato para recubrimientos aislantes.

Otros materiales relacionados con diagnósticos como el Si₃N₄ (y SiO₂ considerado anteriormente también como recubrimiento) se han incluido en el estudio. Eso es porque muchos diagnósticos y sistemas de calentamiento de los reactores de fusión podrían incluir este tipo de cerámicas como aislantes e incluso material para ventanas para transmisión de señales ópticas o de microondas. Aunque estas aplicaciones quedan fuera del ámbito de estudio, darían una idea de la potencialidad de dichas irradiaciones en IFMIF.

Como ya se ha comentado, una vez obtenidos los diferentes espectros, se han calculado los parámetros de irradiación (dpa, y ratios gas/dpa) de materiales candidatos para fusión por medio del código MCNPX. Los datos nucleares utilizados provienen de la librería ENDF/B-VII que incluye datos para energías de hasta 150 MeV, al menos para los núcleos considerados. Los espectros neutrónicos calculados anteriormente (con una estructura en grupos de energía VITAMIN-J 211) se han usado para simular la irradiación en los materiales de interés. Cada espectro se utiliza como fuente de neutrones en el centro de una esfera de material lo suficientemente pequeña como para simular la irradiación con precisión. Para obtener los dpa en cada compuesto se han ponderado las energías mínimas de desplazamiento (E_d) de los diferentes elementos, [29][30][31][32][33][34]. En la Tabla 3 se muestran los valores para cada elemento. Los valores de E_d traen consigo mucha discusión debida a la gran dispersión de datos encontrada en la bibliografía. Sin embargo, conviene destacar que el objetivo del cálculo es la comparación relativa entre los parámetros de irradiación de IFMIF con los esperados en un reactor de fusión por lo que no es tan importante la precisión en el valor absoluto obtenido sino su confrontación.

<i>Compuesto</i>	<i>Elemento</i>	<i>Ed (eV)</i>
<i>Fe</i>	<i>Fe</i>	<i>40</i>
<i>SiC</i>	<i>Si</i>	<i>70</i>
	<i>C</i>	<i>38</i>
<i>Al2O3</i>	<i>Al</i>	<i>34</i>
	<i>O</i>	<i>83</i>
<i>SiO2</i>	<i>Si</i>	<i>35</i>
	<i>O</i>	<i>20</i>
<i>Si3N4</i>	<i>Si</i>	<i>60</i>
	<i>N</i>	<i>60</i>
<i>CaO</i>	<i>Ca</i>	<i>65</i>
	<i>O</i>	<i>50</i>
<i>AlN</i>	<i>Al</i>	<i>50</i>
	<i>N</i>	<i>50</i>

Tabla 3: Energía mínima de desplazamiento (E_d) considerada para cada elemento

En la Figura 21 se representa el modelo geométrico usado en los cálculos.

Figura 21: Modelo geométrico usado en MCNPX

Como se ha comentado anteriormente, no hay una posición predefinida en IFMIF para localizar el LBVM ya que no estaba incluido en el diseño de referencia en las etapas anteriores [6]. Así, se han elegido varias posiciones en la celda caliente que se muestran en la siguiente Figura 22 y se explican a continuación.

La Figura 22 muestra una vista horizontal del modelo geométrico de McDelicious. La figura muestra tres configuraciones diferentes (a, b y c, por orden de aparición) según la posición relativa de los diferentes módulos de la celda caliente. A la izquierda del todo de las figuras, en azul, se puede ver la bandeja por la que discurre el litio líquido. Justo detrás, está el módulo de alto flujo (HFTM). En la configuración c, este módulo ha sido ampliado incluyendo dos columnas más de experimentos a cada lado del módulo. En las configuraciones a y c, se puede ver el CFTM. En naranja vemos el “Moderador”. Éste consiste básicamente en una estructura que contiene un cierto espesor de wolframio y que ha sido diseñado para cambiar el espectro neutrónico detrás de él aumentando la población de neutrones térmicos. La zona representada como círculos magentas simboliza el módulo de bajo flujo.

El módulo dedicado a envolturas regeneradoras sólidas (o TRTM) representado en la zona de medio flujo como cuadrados rojos, se ha modificado para simular el futuro módulo dedicado a envolturas líquidas (LBVM). Para ello, se ha llenado de la aleación eutéctica LiPb.

Las posiciones elegidas para la obtención de los espectros neutrónicos y subsecuentemente potenciales posiciones para la localización de un módulo de irradiación de envolturas líquidas se han llamado 1, 2, 3, 4 y 5 y están representadas y explicadas en la Figura 22.

- 1** **HFTM 1:** Zona de alta irradiación de IFMIF
- 2** **MFTM 2:** Zona de medio flujo de IFMIF, en la posición del TRTM, detrás del módulo moderador

- 3** **MFTM 3:** Zona de medio flujo de IFMIF, justo detrás del HFTM y antes del módulo moderador

- 4** **ICR 4** Zonas de alta irradiación de IFMIF (HFTM), posición a los laterales del HFTM, fuera de la huella de deposición de neutrones.
- 5** **ECR 4**

Figura 22: Vista horizontal del modelo geométrico considerado en McDelicious de la celda caliente de IFMIF donde se muestran las posiciones consideradas (1,2,3,4 y 5)

- La posición 1 corresponde con la zona de alta irradiación de IFMIF (HFTM).
- Las posiciones 2 y 3 corresponden a la zona de medio flujo de IFMIF: La 2 se corresponde con la posición detrás del módulo moderador donde se espera un mayor número de neutrones térmicos. La 3 se corresponde con la zona situada justo detrás del módulo de alto flujo y con mayor población de neutrones rápidos.
- Las posiciones 4 y 5 se corresponden con las zonas laterales al módulo de alto flujo. La 4 se corresponde con la zona más cercana al centro y la 5 con la más externa.

El espectro neutrónico obtenido en esas posiciones se corresponde con un valor medio calculado en la supuesta cápsula de irradiación donde se albergaría cada experimento.

Los resultados obtenidos en estas posiciones se han comparado con los valores esperados en el reactor de fusión y fisión.

5.3 COMPARACIÓN DE RESULTADOS CON LOS PARÁMETROS ESPERADOS EN UN REACTOR DE FUSIÓN

Los valores obtenidos de dpa y producción de helio e hidrógeno se muestran en la siguiente Tabla 4 para todos los materiales y posiciones estudiadas.

dpa/fpy appm/fpy		DEMO HCLL (4000MW)				IFMIF					HFR
		FW (front)	FW (back)	BZ (middle)	BZ (back)	HFTM (1)	MFTM (2)	MFT M (3)	ICR (4)	ECR (5)	Espectro típico
		1	2	3	4	1	2	3	4	5	
Fe-56	dpa	30	29	8	2	31	2	13	7	2	4
	H	982	870	53	4	1329	87	605	201	33	3
	He	270	241	16	1	402	26	180	62	11	1
SiC	dpa	20	20	8	3	15	2	6	4	1	3
	H	1053	939	62	5	1330	85	589	208	37	11
	He	2596	2304	144	11	2707	178	1230	408	70	9
SiO ₂	dpa	48	49	21	8	34	4	14	9	3	8
	H	929	827	53	4	1182	77	530	183	32	7
	He	1477	1319	87	7	1709	108	752	270	50	21
Al ₂ O ₃	dpa	19	20	9	3	14	2	5	4	1	3
	H	1114	987	60	4	1119	74	511	169	28	5
	He	1290	1150	75	6	1458	93	645	228	42	17
Si ₃ N ₄	dpa	17	17	7	3	13	1	5	3	1	3
	H	2511	2339	398	117	2360	169	1027	424	104	1942
	He	1287	1207	150	17	1881	116	768	356	85	183
CaO	dpa	17	17	7	3	14	1	6	4	1	3
	H	2975	2698	215	18	3847	242	1639	653	134	175
	He	1475	1335	103	8	1964	122	835	331	67	78
AlN	dpa	21	21	9	3	16	2	6	4	1	4
	H	2545	2350	363	104	2132	154	941	375	90	1697
	He	1076	1011	127	14	1545	96	632	294	70	157

Tabla 4: Parámetros de irradiación obtenidos para cada uno de los materiales considerados

Como comentario general, para todos los materiales estudiados, se puede decir que tal y como se podría esperar, a medida que nos alejamos de la zona de alto flujo, se obtiene menor daño por desplazamiento (menor número de dpa) y menor producción de gases por transmutación. Por otro lado, la función del moderador de wolframio es significativa produciéndose una menor cantidad de gases de transmutación cuando los materiales son irradiados detrás de este módulo. La explicación de esto es que las reacciones de producción de helio e hidrógeno en los materiales estudiados necesitan una energía umbral. El módulo moderador disminuye la energía de los neutrones que llegan a él haciendo que sea más improbable este tipo de reacciones en el módulo que lo sigue. Por otro lado, también se produce un menor daño por desplazamiento.

También se puede observar que en las zonas laterales al módulo de alto flujo se obtienen unos parámetros más similares a los obtenidos en la zona de medio flujo que en la más irradiada del alto flujo (zona central). Esto sugiere la idea de que, en general, los módulos de irradiación de IFMIF se podrían extender hacia los laterales para aprovechar la dispersión neutrónica.

En la siguientes Figura 23 a Figura 29 se muestran los resultados anteriores representados como los ratios de H/dpa en frente a He/dpa. Esto se ha hecho así ya que es común evaluar los efectos de los gases de transmutación en los materiales utilizando estos indicadores. En los diferentes gráficos, los valores correspondientes a un reactor de fusión (DEMO HCLL) se han encerrado en una elipse. Los valores próximos al origen se corresponderían con los valores al final de la zona regeneradora de tritio mientras que los más alejados del origen, con la primera pared. Los valores correspondientes a las distintas posiciones de IFMIF se han representado como un rombo. El triángulo representa el valor obtenido en un reactor de fisión rápido.

Los valores obtenidos para el Fe-56 se han comparado con datos publicados con anterioridad en posiciones similares, [35][36].

Figura 23: Ratios de gases de transmutación para Fe-56

Figura 24: Ratios de gases de transmutación para SiC

Figura 25: Ratios de gases de transmutación para SiO₂

Figura 26: Ratios de gases de transmutación para Al_2O_3

Figura 27: Ratios de gases de transmutación para Si_3N_4

Figura 28: Ratios de gases de transmutación para CaO

Figura 29: Ratios de gases de transmutación para AlN

5.4 CONCLUSIONES

Los datos obtenidos para Fe-56 son comparables con los publicados por otros autores con anterioridad, [35][36]. Se puede ver que los datos obtenidos para las zonas más cercanas a la fuente de neutrones dan ratios de He/dpa e H/dpa ligeramente mayores

que el resto de zonas debido a su población de neutrones rápidos. Estos valores, sin embargo, son comparables a los obtenidos detrás de un moderador de wolframio o justo en los laterales del módulo de alto flujo (ICR 4). Si nos alejamos un poco más en esta dirección (ERC 5), los ratios bajan considerablemente. En cualquier caso, se obtienen valores representativos de las zonas más irradiadas de un reactor de fusión (primera pared). Eso sí, a medida que nos alejamos de la fuente, o introducimos módulos moderadores, la producción de daño por desplazamiento disminuye considerablemente. Así, en el módulo de alto flujo se obtendrían 31 dpa (que son los dpa esperados en la primera pared de un reactor de fusión) mientras que justo detrás de este módulo, ya en la zona de medio flujo, se obtendrían 13 dpa (que se corresponderían con un punto intermedio de la zona regeneradora de tritio). En general, se puede decir que la primera pared de un reactor de fusión estaría bien representada con irradiaciones en la zona de alto flujo de IFMIF donde se obtienen tanto ratios de gases como producción de dpas similares a las esperadas.

Se podría esperar que la zona de medio flujo representase a la zona regeneradora de tritio. Sin embargo, se obtienen unos ratios ligeramente mayores y una producción de dpas que si bien se puede considerar representativa, no se corresponde con las zonas más irradiadas del manto regenerador. Si usamos un moderador en esta zona, se consiguen disminuir los ratios, aunque también la producción de dpa de una manera más significativa por lo que no es muy conveniente usar un módulo moderador para el Fe-56.

Las zonas correspondientes a los laterales del módulo de alto flujo dan valores muy interesantes. Las zonas más internas (ICR 4) proporcionan unos ratios similares a los obtenidos en la primera pared de un reactor y una producción de dpas que, aunque obviamente menor que en la zona central, siguen siendo mayores que en la zona de medio flujo. En las zonas más alejadas del centro (ECR 5) tanto los ratios como los dpas caen considerablemente debido a la alta direccionalidad de la fuente.

Para el resto de materiales cerámicos estudiados, estas conclusiones serían válidas pero las diferencias obtenidas en los valores de IFMIF varían mucho más entre sí. Por ejemplo, mientras que para el Fe-56 los ratios de helio en las zonas de medio y bajo flujo están comprendidos entre 10 y 14, para el SiC lo están entre 100 y 200 aproximadamente. Así, la elección del lugar idóneo para su irradiación debe hacerse con más cuidado.

La posición detrás del módulo moderador es muy interesante desde el punto de vista de los ratios de gases ya que, tanto para los ratios de helio como de hidrógeno, proporcionan los valores esperados en las zonas más irradiadas de un reactor de fusión. Sin embargo, si lo que se desea es una alta producción de daño por desplazamiento, se recomienda no usar dicho módulo y acercar el experimento a las zonas más cercanas a la fuente.

Otras posiciones interesantes, en general, son las zonas laterales del módulo de alto flujo. En la zona interna se obtienen ratios representativos de las zonas más irradiadas del manto regenerador para la mayoría de los materiales estudiados mientras que las zonas externas dan valores representativos de una zona intermedia. Los dpas en

estas zonas son, al igual que en el módulo de medio flujo, ligeramente más bajas que los ratios para una misma zona de comparación con un reactor de fusión.

A continuación, pasaremos a enumerar conclusiones más concretas para cada uno de los materiales:

- La posición de referencia en IFMIF para probar materiales para mantos regeneradores sólidos (posición 2) es también adecuada para materiales como el SiC, SiO₂, Al₂O₃, Si₃N₄ o AlN. Los parámetros más significativos de irradiación (ratios de gases de transmutación con respecto a dpas) son muy cercanos a los esperados en un reactor de fusión (tipo HCLL de 4000MW) en las zonas más irradiadas.
- La irradiación de SiC, SiO₂, Al₂O₃ o CaO en la posición 4 (zona lateral interna del módulo de alto flujo) proporcionaría mayor número de dpa con respecto a la posición 2 mencionada anteriormente pero manteniéndose los ratios apropiados. En el caso particular de los componentes que contienen N como el Si₃N₄ y AlN, se obtiene una mayor cantidad de He/dpa con respecto a H/dpa en este caso.
- En la posición 5 (zona lateral externa del módulo de alto flujo), los ratios obtenidos son muy similares a los esperados en una zona intermedia del manto regenerador de un reactor de fusión para la mayoría de los materiales estudiados, aunque con menor número de dpas.
- Las posiciones 1 y 3 (las más irradiadas) proporcionarán un mayor daño por desplazamiento que el resto de posiciones lo que es representativo, al menos en cuanto a lo que el número de dpa se refiere, a lo esperado en las zonas más irradiadas de un reactor de fusión.
- Los valores obtenidos para el Fe-56 siguen la misma tendencia que para el resto de materiales lo que es especialmente interesante ya que muchos de los recubrimientos estudiados irán sobre estructuras basadas en Fe-56.
- En un reactor rápido de fisión los valores de ratios obtenidos son representativos de las zonas menos irradiadas de un manto regenerador de un reactor de fusión, excepto para los materiales que contienen N. Para ellos, se espera una altísima concentración de hidrógeno con respecto a la de helio.

Por último, es importante resaltar que para elegir una posición adecuada para probar recubrimientos aislantes como el Al₂O₃, AlN o CaO, es muy importante la cantidad de H/dpa ya que a altas temperaturas, una alta concentración de hidrógeno incrementaría la conductividad iónica.

Como conclusión general, se puede decir que los materiales funcionales para mantos regeneradores líquidos podrían probarse en la zona de medio flujo de IFMIF donde se obtendrían ratios de He/dpa y H/dpa muy parecidos a los esperados en las zonas más irradiadas de un reactor de fusión. El único problema es que para ello es necesario utilizar un módulo moderador cuya desventaja reside en la significativa disminución del número de dpa. Por ello, se propone el uso o no de este módulo dependiendo de las necesidades concretas de cada experimento.

Por otro lado, y en cualquier caso, las posiciones estudiadas con los espectros neutrónicos de IFMIF dan valores de ratios de gases mucho más cercanos a los

esperados en fusión que los que actualmente se están obteniendo con reactores rápidos de fisión.

CAPÍTULO 6

6 MÓDULO Y EXPERIMENTOS PARA IRRADIAR ENVOLTURAS REGENERADORAS BASADAS EN METAL LÍQUIDO

Así pues, surge la idea de un módulo, situado en la zona de medio flujo de IFMIF, donde probar materiales funcionales para envolturas regeneradoras líquidas.

6.1 OBJETIVO

El objetivo del presente trabajo es sentar las bases para un posterior diseño detallado de un módulo suficientemente flexible para poder llevar a cabo experimentos relacionados con recubrimientos líquidos de reactores de fusión. Para ello, en los siguientes capítulos:

- Se harán saber las hipótesis o datos de partida que ha sido necesario asumir para el desarrollo del trabajo.
- Se definirá la capacidad experimental del módulo tras el estudio del estado del arte de este tipo de mantos. Su problemática está asociada resumida en el capítulo 3.4.
- Se definirán sus interfaces con el resto de componentes o sistemas de IFMIF.
- Se describirá la filosofía de funcionamiento del módulo y sus principales componentes.
- Se justificará cada decisión con diferentes tipos de cálculos.
- Por último, se analizarán los aspectos de seguridad más relevantes asociados al módulo.

6.2 DATOS DE PARTIDA PARA EL DISEÑO

6.2.1 Celda caliente de IFMIF

Se ha asumido que la celda caliente de IFMIF estará bajo una atmósfera de helio en condiciones de bajo vacío (5000 Pa) durante la irradiación, que durará 1 año. Además, estarán disponibles en la celda caliente, las conexiones necesarias con el sistema de refrigeración del módulo y éste tendrá la capacidad necesaria para asumir las necesidades del módulo. Otros sistemas necesarios para el funcionamiento de módulo como un sistema de helio de purga (para arrastrar el tritio generado), el sistema de control o las conexiones con la fuente de energía para calentadores eléctricos también estarían disponibles.

6.2.2 Posición en la celda caliente

Como conclusión del estudio llevado a cabo para analizar la posición adecuada del módulo dentro de IFMIF, la región de medio flujo se considera adecuada para la irradiación de envolturas regeneradoras. Dependiendo de las necesidades y la

campaña experimental, se ha considerado también el uso de un moderador neutrónico de wolframio entre el módulo del alto flujo y el módulo de envolturas regeneradoras.

6.2.3 Envoltura regeneradora

Aunque el módulo podría estar dedicado a cualquier concepto de manto regenerador de metal líquido, este diseño conceptual se ha focalizado en el diseño europeo de corto plazo, que es el HCLL. Así, los experimentos se realizarán a temperaturas comprendidas entre los 300 y los 550°C.

6.2.4 Capacidad experimental

La principal problemática asociada a las envolturas regeneradoras líquidas ha sido resumida en el capítulo 3. Por otro lado, en Septiembre de 2010, se ha celebrado en Madrid el “*International Workshop on Liquid Metal Breeding*” donde se han discutido los principales problemas de este tipo de mantos. En particular, “*Fusion for Energy*” [37] ha presentado un resumen de las principales actividades tanto teóricas como experimentales que es necesario llevar a cabo para garantizar la viabilidad de una envoltura tipo HCLL [38]. Estas son:

Relacionadas la tecnología asociada al desarrollo de componentes:

- Extracción de tritio de la aleación eutéctica LiPb.
- Desarrollo de trampas frías para la purificación de LiPb.
- Desarrollo de sensores de medida de concentración de tritio en LiPb.
- **Desarrollo de barreras antipermeación y anticorrosión.**
- Desarrollo de tecnologías de medida de generación de tritio.

Relacionadas con la compatibilidad de materiales:

- **Determinación de la solubilidad del tritio en LiPb.**
- **Determinación de los principales parámetros de transporte de tritio en LiPb.**
- **Estudio de la corrosión del EUROFER en LiPb.**
- **Caracterización de barreras anticorrosión y antipermeación en LiPb no estático.**
- **Desarrollo de tecnologías de producción de LiPb.**

Relacionadas con la simulación computacional y otros experimentos de soporte:

- Modelado del ciclo de tritio en una envoltura HCLL y sus sistemas asociados.
- Modelado computacional de experimentos de magnetohidrodinámica.
- Modelado de fenómenos acoplados.

De todas estas necesidades, aquellas a las que IFMIF puede contribuir de una u otra manera se han resaltado en negrita. Así, las áreas de interés potenciales para el LBVM son:

- El estudio del comportamiento de la aleación eutéctica LiPb bajo irradiación, permitiendo la comparación entre diferentes técnicas de producción.

- El estudio de la corrosión de EUROFER en LiPb bajo el efecto de irradiación neutrónica.
- El estudio del comportamiento de diferentes recubrimientos (antipermeación y anticorrosión) en contacto con LiPb y bajo irradiación.
- La generación de datos que permitan una posterior caracterización de la solubilidad y los parámetros de transporte de tritio en LiPb.

Así, se proponen tres tipos de experimentos diferentes focalizados en las necesidades de un futuro reactor HCLL.

6.2.5 Comportamiento del LiPb

La irradiación neutrónica así como cambios de temperatura en el LiPb pueden inducir la segregación de la aleación eutéctica en dos fases, la transmutación de isótopos, formación de compuestos o incluso otros efectos todavía no conocidos bajo un espectro neutrónico de fusión nuclear. Por ello, se proponen llenar algunas cápsulas con diferentes tipos de aleaciones dependiendo de las técnicas empleadas para su producción. Las cápsulas serán irradiadas durante un año, continuamente y a temperaturas diferentes para conseguir reproducir las condiciones en un reactor de fusión. El rango de temperaturas será el correspondiente a un reactor HCLL (300-550°C).

Durante la irradiación, se producirá tritio dentro de las cápsulas que tenderá a permear por su pared. Por ello, la cápsula estará rodeada de un gas de purga que fluye a baja velocidad hacia un equipo de medida (cámara de ionización) donde se medirá continuamente el tritio permeado. Es importante que las cápsulas no se llenen del todo debido a que, durante la irradiación se generarán gases (helio principalmente) que serán acumulados en el espacio libre.

En la siguiente Figura 30 y Tabla 5 se pueden ver un esquema conceptual del experimento que se propone, así como las principales magnitudes de las que depende el comportamiento del LiPb durante irradiación y los parámetros que se controlarán en el LBVM.

Figura 30: Esquema del experimento de comportamiento de LiPb

Principales magnitudes de las que depende el comportamiento del LiPb durante irradiación	Parámetros en el LBVM
Flujo, fluencia, espectro neutrónico	Medido por detectores de neutrones y láminas de activación
Temperatura de la pared	Control activo en cada experimento 300-550°C
Química	No hay control químico durante irradiación. Se estudiará su composición inicial y final, después de la irradiación.

Tabla 5: Experimento de comportamiento de LiPb y sus condiciones experimentales

La instrumentación que sería necesario instalar en las cápsulas experimentales para controlar y diagnosticar este experimento es:

- Unos 6 termopares por cápsula distribuidos tanto en el interior del LiPb como en las paredes y situados a diferentes alturas para determinar los posibles gradientes térmicos. Algunos de estos termopares se podrían considerar redundantes.
- 1 conjunto de láminas de activación en cada cápsula para tener idea, al final de la irradiación, de la irradiación neutrónica total recibida.

6.2.6 Permeación de tritio

Como ya se ha comentado, la recuperación del tritio y su control son factores indispensables para garantizar la viabilidad de los recubrimientos líquidos para reactores futuros de fusión. La permeación de tritio al refrigerante debe mantenerse bajo los límites aceptables. Esto requiere, especialmente en los reactores refrigerados con fluidos diferentes al generador de tritio, el uso de barreras de permeación. Típicamente, como ya se ha comentado, estos materiales son cerámicas como el Al_2O_3 , Er_2O_3 , SiO_2 , etc.

El experimento que se propone tiene el objetivo de probar el comportamiento de diferentes barreras antipermeación bajo irradiación. Para ello, diferentes cápsulas parcialmente llenas de LiPb se recubrirán con las barreras seleccionadas (de distintos materiales y técnicas de recubrimiento).

La temperatura de la cápsula, parámetro fundamental en la permeación de tritio, se controlará mediante calentadores eléctricos y la adecuada refrigeración de la cápsula. Así, se realizarán experimentos a diferentes temperaturas comprendidas entre 300 y 550°C. El tritio permeado a través de la pared de la cápsula será extraído gracias a una corriente de helio de purga y medido fuera de la celda caliente de IFMIF continuamente. A modo de comparación, se irradiará también una cápsula sin recubrimiento.

Por otro lado, para obtener otros datos interesantes como los parámetros de transporte del tritio bajo las condiciones de irradiación mencionadas, se harán las medidas post irradiación necesarias (contenido de tritio en LiPb, etc). Por otro lado, el tritio permeado y arrastrado por el gas de purga será medido continuamente durante irradiación. Con los datos obtenidos, y mediante simulación, se deducirán los parámetros de transporte de tritio como, por ejemplo, la solubilidad.

En la siguiente Figura 31 y Tabla 6 se pueden ver un esquema conceptual del experimento que se propone así como los parámetros que se controlarán durante irradiación y las principales magnitudes de las que depende la permeación de tritio.

Figura 31: Esquema de un experimento de permeación de tritio

Principales magnitudes de las que depende la permeación de tritio durante irradiación	Parámetros en LBVM
Flujo, fluencia, espectro neutrónico	Medido por detectores de neutrones y láminas de activación
Material de la pared	La pared en este caso es la muestra en sí misma
Temperatura de la pared	Control activo en cada experimento 300-550°C
Química del gas de purga	La química del gas de purga controlada durante la irradiación Adición de H_2 (y así modificar la tasa de permeación)
Enriquecimiento y quemado de Li-6	El enriquecimiento en Li-6 será medido antes de la irradiación El quemado será calculado mediante códigos neutrónicos con los datos de espectro neutrónico (MCNPX)

Transporte de tritio y su solubilidad en Pb-15.7Li	Estos valores serán obtenidos después de la irradiación mediante la simulación de los resultados experimentales (tritio permeado con el tiempo)
Velocidad de Pb-15.7Li	<p>Este parámetro no será controlado (debido a su dificultad)</p> <p>Se espera obtener velocidades del orden de algunos mm/s debido a la convección natural</p> <p>Una futura mejora del experimento consistiría en la instalación de una bomba electromagnética</p>

Tabla 6: Experimento de permeación de tritio y sus condiciones experimentales

La instrumentación que sería necesario instalar en las cápsulas experimentales para controlar y diagnosticar este experimento es:

- Unos 6 termopares por cápsula distribuidos en las paredes de la cápsula y situados a diferentes alturas para determinar los posibles gradientes térmicos. Algunos de estos termopares se podrían considerar redundantes.
- 1 conjunto de láminas de activación en cada cápsula para tener idea, al final de la irradiación, de la irradiación neutrónica recibida.
- 1 detector de neutrones tipo SPND (del inglés *"Self Powered Neutron Detector"*) para medir neutrones térmicos (muy influyentes en la generación de tritio).

6.2.7 Corrosión y compatibilidad

La compatibilidad de materiales es una preocupación común a todos los conceptos de envolturas regeneradoras debido a la gran cantidad de requisitos que cada material debe cumplir para garantizar la viabilidad de un reactor de fusión. La corrosión y la compatibilidad de los materiales usados como recubrimientos aislantes, antipermeación, anticorrosión, juegan un papel fundamental a la hora de decantarse por uno u otro diseño de envoltura.

El experimento que se propone consiste en la irradiación de muestras de diferentes materiales en contacto con LiPb bajo irradiación. Así, se utilizarán cápsulas similares a las de los experimentos anteriores, parcialmente rellenas de LiPb. Las muestras de materiales se sujetarán perimetralmente a las paredes de las cápsulas expuestas a al LiPb que se encontrará a una temperatura comprendida entre 300-550°C, como en los casos anteriores.

El contenido inicial de impurezas se medirá antes de la irradiación y deberá estar dentro de los rangos operacionales de una envoltura líquida de un reactor de fusión.

Otras condiciones operacionales que pueden afectar el resultado son la velocidad del LiPb y la presencia de campos magnéticos. Sin embargo, estas magnitudes no serán controladas en este experimento donde el control de estas variables en la celda

caliente de IFMIF es sumamente complicado. Para futuros diseños, se podría investigar más este tema de cara a experimentos más realistas.

En la siguiente Figura 32 y Tabla 7 se pueden ver un esquema conceptual del experimento que se propone así como los parámetros que se controlarán durante irradiación y las principales magnitudes de las que depende el comportamiento de las muestras durante irradiación.

Figura 32: Esquema de un experimento de corrosión y compatibilidad de materiales

<i>Principales magnitudes de las que depende el comportamiento de las muestras durante irradiación</i>	<i>Parámetros en el LBVM</i>
Flujo, fluencia, espectro neutrónico	Medido por detectores de neutrones y láminas de activación
Temperatura	Control activo en cada experimento 300-550°C
Química del Pb-15.7Li	Análisis químico antes y después de la irradiación
Enriquecimiento y quemado de Li-6	El enriquecimiento en Li-6 será medido antes de la irradiación El quemado será calculado mediante códigos neutrónicos con los datos de

	espectro neutrónico (MCNPX)
Velocidad del Pb-15.7Li	<p>Este parámetro no será controlado (debido a su dificultad)</p> <p>Se espera obtener velocidades del orden de algunos mm/s debido a la convección natural</p> <p>Una futura mejora del experimento consistiría en la instalación de una bomba electromagnética</p>

Tabla 7: Experimento de compatibilidad de materiales y sus condiciones experimentales

La instrumentación que sería necesario instalar en las cápsulas experimentales para controlar y diagnosticar este experimento es:

- Unos 3 termopares por cápsula situados lo más cerca posible de cada una de las muestras.
- 1 conjunto de láminas de activación en cada cápsula para tener idea, al final de la irradiación, de la irradiación neutrónica recibida.

6.2.8 Otros experimentos a realizar en el futuro

Otro experimento interesante a realizar en IFMIF es el comportamiento bajo irradiación de recubrimientos aislantes o los mencionados FCI's pensados para minimizar los efectos magnetohidrodinámicos. Estos experimentos estarían focalizados en los llamados conceptos a medio plazo de envolturas regeneradoras como es el concepto DCLL (sección 3.3.2) o de largo plazo como el SCLL (sección 3.3.3). Esto sería una buena continuación de los experimentos anteriormente propuestos, pensados para una envoltura del tipo HCLL (3.3.1), llamada de corto plazo.

Como ya se ha comentado en la sección 3.4.1, los efectos MHD constituyen una de las principales complicaciones que deben salvar aquellos tipos de envoltura que utilizan el metal líquido regenerador de tritio como refrigerante (y por ello, a elevada velocidad). Estos efectos MHD podrían convertir a unos conceptos atractivos de envoltura en opciones a muy largo plazo. La medida más eficaz descubierta hasta ahora para lograr minimizar estos efectos es la de aislar eléctricamente la estructura del material generador del LiPb que fluye. Para ello, en el concepto DCLL, se han propuesto los llamados FCI's hechos de SiC_r/SiC. También los recubrimientos de materiales cerámicos en las estructuras se han reconocido como soluciones ideales para este tipo de envolturas (DCLL o SCLL).

Los FCI's consisten en unas inserciones de SiC_r/SiC en cada uno de los canales de LiPb. En la siguiente Figura 33 se puede ver la inserción de SiC entre el LiPb y la estructura de acero que la rodea, [40].

Figura 33: Esquema de una celda de generación de tritio

En otros conceptos de reactor más avanzados, el SiC puede también jugar un papel estructural. La viabilidad de desarrollar el compuesto SiC_f/SiC capaz de soportar una alta fluencia neutrónica es uno de los grandes retos para el progreso de algunos de los conceptos de envolturas. Además, su compatibilidad con LiPb también debe ser validada ya que se ha observado que incluso una pequeña penetración de metal líquido en el espesor del SiC_f/SiC podría significar un impacto sobre sus propiedades mecánicas, [41].

Como se ha mencionado, otra opción consiste en la utilización de un fino recubrimiento aislante de unas pocas micras que se deposita en las paredes de las estructuras. El recubrimiento debe tener una alta resistividad eléctrica a las temperaturas de operación de la envoltura, incluso bajo irradiación y el resto de condiciones ambientales. Además, estos recubrimientos deben tener una buena compatibilidad química con el fluido generador de tritio e integridad mecánica. Existen diferentes tipos de métodos para recubrir estructura como la deposición física, deposición por plasma, radiofrecuencia, etc, [42].

Durante los últimos años se han considerado materiales como el CaO , Al_2O_3 o AlN y otros más innovadores como el Er_2O_3 o Y_2O_3 . En la siguiente Figura 34 se puede ver cómo disminuye la pérdida de carga por efecto MHD en un canal de refrigeración en función de la resistencia eléctrica de un recubrimiento. Así mismo, en la Figura 35 se puede ver la influencia de la fracción de grietas de un recubrimiento en la pérdida de carga,[43].

Figura 34: Pérdida de carga MHD en función de la resistencia eléctrica de un recubrimiento aislante

Figura 35: Influencia de la fracción de grietas en la pérdida de carga MHD

Este tipo de experimentos de irradiación de recubrimientos, realizados en condiciones representativas en cuanto a su exposición al ambiente esperado en fusión, proporcionarán datos muy importantes de cara a su validación como soluciones viables para reactores comerciales.

Así, el experimento que se propone consiste en una medida continua durante irradiación de la conductividad eléctrica de la muestra (SiC o material recubierto) a diferentes temperaturas. El esquema conceptual del experimento se puede ver en la Figura 36. La muestra se situará dentro de una cápsula parcialmente llena de LiPb en contacto con el metal líquido. Ésta se conectará a una fuente de potencia que

suministrará una diferencia de potencial de unos pocos voltios. La corriente generada a través de la muestra se monitorizará continuamente para determinar la influencia de la irradiación en la resistencia eléctrica de la muestra.

Estos experimentos deberían realizarse a varias temperaturas desde 300°C a 700°C.

Figura 36: Esquema de un experimento de medida de conductividad eléctrica

Para los varios tipos de experimentos propuestos anteriormente, la idea es diseñar una cápsula parcialmente llena del metal líquido y de tal forma que se pueda controlar adecuadamente su temperatura. Al mismo tiempo, ésta permitirá la correcta instalación de la instrumentación. Aunque solo para uno de los experimentos se necesita un gas de purga, se propone utilizarlo para todos ellos ya que proporcionará información adicional, además de un correcto manejo del inventario de tritio de la planta. Desde un punto de vista experimental, permitirá conocer el balance de tritio en la cápsula y desde un punto de vista de seguridad, su integridad estructural.

6.3 INTERFACES, ALCANCE Y UBICACIÓN EN IFMIF

Para llevar a cabo los experimentos anteriormente explicados en el apartado 6.2.4, se propone un módulo de irradiación, ubicado en la celda caliente de IFMIF, con capacidad para 16 cápsulas experimentales.

Las mencionadas cápsulas irán soportadas en el interior de unos tubos de acero por los que circulará el gas de purga (He). Estos tubos, a su vez, se instalarán en una carcasa también de acero que proporcionará soporte y refrigeración para los tubos y por tanto, las cápsulas experimentales interiores. Todo el módulo en su conjunto permitirá la extracción de las señales y gas de purga. A través de la estación de medida de tritio y el sistema de control se extraerá la información necesaria para el análisis de datos y elaboración de conclusiones experimentales. Además del análisis de datos experimental, algunas de estas señales tendrán una función de seguridad y por tanto jugarán un papel primordial en la operación del módulo.

Para el correcto funcionamiento de las cápsulas y poder controlar su temperatura, cada cápsula se equipará con un calentador eléctrico y por tanto el módulo requerirá también ser conectado a la alimentación eléctrica.

En la siguiente Figura 37 se muestra el esquema del proceso así como sus principales características. La descripción y justificación técnica del conjunto se detallará en secciones posteriores.

Figura 37: Principio de funcionamiento

Las diferentes partes del sistema que definen el proceso propuesto son:

- Sistema de purga: Su diseño no forma parte del objetivo de esta tesis ya que será uno de los sistemas que la instalación IFMIF tendrá disponibles. Sin embargo, se darán los requisitos necesarios que este sistema deberá presentar para la correcta realización de los experimentos aquí propuestos.
- Sistema de refrigeración: Al igual que el sistema de purga, su diseño tampoco forma parte del objetivo de esta tesis ya que será uno de los sistemas que la instalación IFMIF tendrá disponibles. Sin embargo, se darán los requisitos necesarios que este sistema deberá presentar para la correcta realización de los experimentos aquí propuestos.
- Sistema de alimentación eléctrica: Se darán las potencias requeridas por cada uno de los calentadores eléctricos de las cápsulas.
- Sistema de control: Se hará una descripción de las señales que este sistema de IFMIF deberá tratar.
- Estación de medida de tritio: Se proporcionarán los requisitos que esta estación de medida deberá cumplir. En particular, se proponen los equipos necesarios para la medida de tritio en el gas de purga.
- Módulo de irradiación: Compuesto por los siguientes componentes:

- ✓ Contenedor: En la sección siguiente se describirán los requisitos que el contenedor deberá cumplir para albergar correctamente a los tubos experimentales propuestos en esta tesis. Aunque su diseño final será objeto de estudios posteriores, la sección experimental del contenedor quedará completamente definida.
- ✓ Tubos experimentales: En esta tesis se definen completamente los tubos experimentales que albergan las cápsulas. Sus dimensiones y geometría se justifican en las secciones posteriores.
- ✓ Cápsulas experimentales: En esta tesis se definen completamente los experimentos y sus cápsulas. Sus dimensiones y geometría se justifican en las secciones posteriores.

6.4 DESCRIPCIÓN DE LOS COMPONENTES DEL MÓDULO

6.4.1 Cápsulas y tubos experimentales

Las cápsulas experimentales serán contenedores cilíndricos cerrados y parcialmente llenos de LiPb. El material de las cápsulas puede variar según el experimento siendo el acero ferrítico-martensítico el material preferido. En particular, para todos aquellos experimentos centrados en los conceptos HCLL las cápsulas serán construidas en EUROFER.

Las cápsulas tendrán un diámetro exterior de 24-22 mm, un espesor de pared de 1mm y una altura de 80 mm (ver capítulo 7.2 donde se justifican sus dimensiones). Cada cápsula incluirá las muestras del material a estudiar y la instrumentación necesaria para cada experimento (ver sección 6.4.3). En algunos experimentos, las paredes de las cápsulas, o incluso el LiPb serán en sí mismas las muestras a estudiar.

El volumen interior de cada cápsula es de 25 cm³ y contendrá unos 15.7 cm³ de LiPb que ocuparán unos 50 mm de altura. Estos 50 mm no se han elegido al azar sino que constituye la altura teórica que tendrá el haz de deuterones y, por tanto, donde se espera un mayor y más homogéneo flujo de neutrones. El volumen vacío de cada cápsula por encima del LiPb actuará como reservorio para albergar los gases de transmutación producidos durante la irradiación del LiPb (helio e hidrógeno principalmente) evitando así una excesiva presión. El gas presente en este reservorio será principalmente helio, asumiendo que éste no permeará las paredes de la cápsula mientras que el tritio sí lo hará. Después de un año de irradiación, sobre 0.45 MPa de helio permanecerán en el reservorio. La cápsula se ha diseñado para acomodar 0.8 MPa.

La parte superior de la cápsula la constituye una tapa o cubierta soldada al resto de la cápsula (soldadura por haz de electrones) donde los cables de instrumentación serán a su vez soldados (a baja temperatura, con soldadura de Ag u otros materiales a estudiar en etapas posteriores). En esta tapa se instalará un tubo central al que se soldaría un posicionador para garantizar el hueco necesario entre cápsula y tubo, Figura 38.

Como ya se ha mencionado con anterioridad, en las cápsulas se necesita cierta potencia eléctrica para compensar el calentamiento nuclear y así alcanzar las temperaturas operacionales requeridas. Además, así se obtendrán temperaturas más homogéneas. La potencia requerida en cada cápsula dependerá del tipo de experimento y de su calor nuclear (que depende a su vez de la posición del módulo en la celda caliente y de la posición relativa de cada cápsula). Asimismo, el hueco entre cápsula y tubo, que forma la sección de paso del gas de purga y actúa como aislante térmico, jugará un papel importante en la transferencia de calor del conjunto (ver sección 7.2).

En el caso particular de los experimentos de permeación de tritio, la mejor solución sería un calentador de inmersión directamente en el LiPb con el objetivo de obtener temperaturas homogéneas en el LiPb y las paredes de la cápsula. En el caso de experimentos de compatibilidad de materiales con LiPb, el calentador eléctrico deberá ser instalado en la base de la cápsula. El calentador en este caso tendrá que estar cubierto de un material aislante como MACOR. Esta pieza aislante también tiene una forma cilíndrica aunque de menor tamaño que el tubo de manera que ayudará a posicionar la cápsula en su tubo correspondiente. La junta entre MACOR y EUROFER tendrá que ser estudiada en el futuro implicando tareas de investigación y desarrollo.

Se ha estimado que serán necesarios 300 W, como máximo, en cada calentador eléctrico, uno por cápsula.

En la siguiente Figura 38, se puede ver una ilustración de una cápsula con su calentador en la base donde se muestran las principales dimensiones.

Figura 38: Cápsula experimental: Principales partes y sus dimensiones

La posición de las cápsulas en sus tubos y éstos en el módulo de irradiación será tal que el plano central del LiPb coincida con el centro de la huella de irradiación de los deuterones en el litio proyectada hacia la celda caliente (huella teórica de los neutrones resultantes). Así, el volumen de LiPb estará contenido en un volumen de 15.7 cm^3 para maximizar el volumen de irradiación, a la vez que se garantiza un flujo de neutrones lo más homogéneo posible.

Cada cápsula será instalada en un tubo, también cilíndrico. Cada tubo estará hecho de un acero austenítico, en particular SS316-LN, y será soldado en sus partes inferior superior a la tubería de gas de purga (con diámetro inferior) mediante una pieza cónica. Se ha elegido el acero SS316-LN por sus buenas propiedades mecánicas, su probada resistencia en condiciones de radiación nuclear y compatibilidad con tritio. El hueco entre cápsula y tubo será de 2 mm y constituirá la sección de paso del helio de purga que arrastrará el tritio permeado a través de las paredes de la capsula. Este tubo proporciona además soporte para la cápsula, Figura 38.

Los cables de instrumentación que vienen de las cápsulas se pasarán a través de la pieza cónica que une cada tubo experimental con la correspondiente tubería de purga. En esta pieza serán soldados y se guiarán por el exterior del tubo por donde circulará el refrigerante (helio). Los cables llegarán a la parte superior del módulo donde se conectarán a los correspondientes sistemas centrales de IFMIF. En la siguiente Figura 39, se muestran las principales dimensiones de los tubos y cómo las cápsulas serán soportadas.

Figura 39: Esquema de los tubos experimentales

6.4.2 Contenedor

Los tubos experimentales descritos en el apartado anterior necesitan ser refrigerados con helio por su exterior. Para ello, se han diseñado los compartimentos exteriores que albergarán los tubos y que formarán, a su vez, los canales de refrigeración necesarios.

La geometría requerida para estos compartimentos, así como la geometría de los tubos y cápsulas se ha analizado con detalle. Los cálculos justificativos se muestran en la sección 7.

Así, los compartimentos tienen la siguiente forma, según indica la Figura 40:

Figura 40: Compartimentos del contenedor exterior que albergan los tubos experimentales.

Finalmente, estos compartimentos se unirán a los tubos generales de entrada y salida de helio de refrigeración formando el contenedor del módulo, Figura 41 y Figura 42. Éste servirá a su vez para para conectar los tubos experimentales con la entrada y salida de helio de purga. Como ya se ha comentado con anterioridad, los tubos experimentales necesitan entrada y salida de helio de purga independiente. Sin embargo, no es necesaria una refrigeración independiente de cada compartimento ya que la regulación de la temperatura se hará con los calentadores eléctricos. Así, se proponen dos entradas de helio refrigerante, éste se hace pasar por los 16 compartimentos (8 y 8) y luego se recoge en una zona común. Desde ahí, para dejar libre la zona superior del módulo (por donde se instalarán los tubos experimentales), se derivarán a dos salidas laterales.

En las siguientes Figura 43 y Figura 44 podemos ver el esquema del contenedor así como los principales circuitos de helio. La geometría del módulo se optimizará en etapas futuras de este trabajo.

Figura 41: Posible contenedor para los tubos experimentales

S

Figura 42: Principales dimensiones del contenedor, adaptado a la celda caliente de IFMIF

Figura 43: Esquema de la circulación de helio de purga en el módulo

Figura 44: Esquema de la circulación de helio de refrigeración en el módulo

6.4.3 Instrumentación

La instrumentación del módulo conlleva medidas de temperatura, de radiación y permeación de tritio. Ésta última se realizará en la estación de medida de tritio conectada al gas de purga.

Esta instrumentación puede dividirse en dos grandes grupos: instrumentación experimental e instrumentación de seguridad.

La instrumentación experimental estará dedicada a recoger los datos necesarios para analizar el comportamiento de los materiales durante y después de la irradiación. Estos son:

- La temperatura en cada cápsula (experimentos entre 300-550°C): Con esta medida se controlará la potencia eléctrica para tener cada experimento a su temperatura adecuada. Además, esta magnitud es crucial a la hora del análisis de datos ya que el comportamiento de las principales propiedades de los materiales variarán con ésta.
- Variaciones de la fluencia neutrónica: La tasa total de fluencia neutrónica se medirá en línea para tener una relación directa con la producción de tritio.
- Calentamiento nuclear: El calentamiento nuclear se puede estimar midiendo los cambios relativos en la fuente de neutrones.
- Espectro neutrónico: La dependencia con la energía de los neutrones es un dato básico para obtener información del comportamiento de los distintos materiales bajo irradiación.

Además de estos datos, como ya se ha mencionado, el tritio permeado por las paredes de las cápsulas y arrastrado por el gas de purga será medido en la estación de medida de tritio (ver sección 7.1).

Por otro lado, la instrumentación de seguridad proporcionará información acerca del estado del módulo (temperatura, tensiones mecánicas o escenarios de pérdida de refrigerante) Esta instrumentación de seguridad, equipada con señales redundantes incluye:

- Temperaturas en puntos críticos: Con esta medida se busca detectar fallos en la refrigeración debido a estrechamientos del canal por deformaciones, fallos en el sistema de refrigeración, etc.
- Galgas extensiométricas: Para evaluar la integridad estructural del módulo.
- Medidores de presión, temperatura y flujo másico en los diferentes circuitos de gas: para identificar posibles fugas de gas de purga o refrigeración.

En la siguiente Tabla 8 se listan los principales sensores:

<i>Sensor</i>	<i>Código</i>	<i>Localización</i>	<i>Objetivo</i>
<i>Termopares</i>	<i>TC</i>	<i>Dentro de cada cápsula y en ciertas posiciones críticas del contenedor</i>	<i>Medida de la temperatura</i>
<i>SPND</i>	<i>SP</i>	<i>Cápsulas, Tubo tipo B (ver Figura 46)</i>	<i>Medidas de radiación (neutrones térmicos)</i>
<i>Cámaras de fisión</i>	<i>FC</i>	<i>Paredes exteriores del contenedor</i>	<i>Medidas de radiación (neutrones rápidos)</i>
<i>Cámaras de ionización</i>	<i>IC</i>	<i>Dentro de los tubos</i>	<i>Medidas de radiación (gammas)</i>
<i>Láminas de activación</i>	<i>AF</i>	<i>Cápsulas</i>	<i>Medidas del espectro neutrónico</i>
<i>Termómetro gamma</i>	<i>GT</i>	<i>A definir en futuras fases</i>	<i>Medidas del calentamiento nuclear</i>
<i>Detectores de tritio (Cámaras de ionización, medidores de caudal y contadores proporcionales)</i>		<i>Estación de medida de tritio</i>	<i>Contenido de tritio en las líneas de purga</i>
<i>Galgas extensiométricas</i>	<i>SG</i>	<i>En zonas críticas</i>	<i>Medida de las deformaciones del contenedor</i>
<i>Sensores de presión</i>		<i>Circuito de gas de purga y refrigeración</i>	<i>Medida de presión de la entrada y salida del gas de purga y refrigeración</i>
<i>Sensores de temperatura</i>		<i>Circuito de gas de purga y refrigeración</i>	<i>Medida de temperatura de la entrada y salida del gas de purga y refrigeración</i>
<i>Caudalímetros</i>		<i>Circuito de gas de purga y refrigeración</i>	<i>Medida de caudal de la entrada y salida del gas de purga y refrigeración</i>

Tabla 8: Tipos de sensores

6.4.3.1 Sensores

En los siguientes párrafos, se dan detalles de la instrumentación elegida y sobre todo, los requisitos que ésta debe cumplir:

6.4.3.1.1 Termopares (TC)

La temperatura deberá ser medida con termopares resistentes a la radiación (1 kGy/s), que soporten altas temperaturas (550°C mínimo para HCLL) y que sean compatibles

con LiPb. En principio, termopares “tipo K” (cables de Cr-Al recubiertos con material cerámico y cubierta exterior de acero) serían adecuados para esta aplicación. En cuanto a las dimensiones, dado el reducido tamaño de las cápsulas, serían necesarios termopares de 1 mm. Independientemente del experimento, habrá al menos 2 termopares en cada cápsula, sujetos a su pared interior.

Además, para controlar la temperatura en zonas críticas del módulo, éste dispondrá de ciertos termopares.

6.4.3.1.2 Cámaras de ionización (IC)

Las cámaras de ionización, para medir la radiación ionizante, también deberán ser resistentes a la radiación (1 kGy/s). En cuanto a los requisitos de temperaturas de operación, al estar éstos sujetos a las paredes del contenedor exterior, su máxima temperatura estará por debajo de los 100°C aproximadamente.

6.4.3.1.3 Cámaras de fisión (FC)

Como se ha mencionado en la Tabla 8, estos medidores están dedicados a la medida de la tasa de fluencia de neutrones de alta energía. La presión y el material físil deberán ser elegidos para conseguir la sensibilidad apropiada, [44]. Para obtener la señal proveniente exclusivamente de los neutrones será necesario sustraer la señal proveniente de la radiación gamma ya que las FC son también sensibles a las partículas gamma. De este modo, las previamente mencionadas cámaras de ionización usarán el mismo gas y volumen que estas cámaras de fisión.

En cuanto a los requisitos de temperaturas de operación, al estar éstos sujetos a las paredes del contenedor exterior, su máxima temperatura estará por debajo de los 100°C aproximadamente.

6.4.3.1.4 Termómetros gamma (GT)

Se proponen termómetros gamma para medir el calentamiento nuclear en diferentes posiciones del módulo.

En cuanto a los requisitos de temperaturas de operación, al estar éstos sujetos a las paredes del contenedor exterior, su máxima temperatura estará por debajo de los 100°C aproximadamente. Debido a las restricciones de espacio, estos termómetros deberán tener un diámetro máximo de 4 mm.

6.4.3.1.5 Láminas de activación (AF)

Estas láminas se consideran instrumentación pasiva ya que sólo al final de la irradiación se extraerán para obtener información del espectro neutrónico recibido durante todo el período de irradiación. Las características de la lámina serán tales que sean representativas de todas las energías de los neutrones.

6.4.3.1.6 Detectores de neutrones auto-alimentados, SPND (SP):

Estos detectores medirán la componente térmica del flujo neutrónico cuya medida es crucial para deducir de ella la generación de tritio en cada cápsula. Estos detectores se han desarrollado para reactores de fisión y normalmente se usan emisores de partículas β como Co, Cd, V o Rh. En el caso del Rh (uno de los más empleados) el tiempo de semidesintegración es de cerca de 1 minuto.

6.4.3.1.7 Galgas extensiométricas (SG)

Se usarán para medir las deformaciones y tensiones del contenedor y así detectar posibles problemas como por ejemplo un fallo en la refrigeración y por tanto deformaciones excesivas. Esta información complementa a las medidas de temperatura proporcionadas por los termopares. Una buena opción para esta aplicación son galgas de Ni-Cr encapsuladas con un material cerámico (MgO) para hacerlas resistentes a la radiación, [45].

6.4.3.1.8 Detectores de tritio

Como ya se ha mencionado, el módulo será conectado a una estación de medida de tritio situada fuera de la celda caliente. En línea con los experimentos LIBRETTO [46], realizados en reactores de fisión, cada línea de purga debe estar equipada con su propia instrumentación. Ésta comprende una cámara de ionización, un caudalímetro y un contador proporcional.

En la sección 7.1, se dimensiona el tipo de medidores de tritio aptos para esta aplicación. Después del estudio, se concluye que la combinación de cámaras de ionización con contadores proporcionales ofrece la mayor sensibilidad. Existen equipos comerciales que combinan ambas técnicas.

A modo de ejemplo, a continuación se muestran las especificaciones técnicas de un equipo comercial que mezcla las dos técnicas comentadas anteriormente y que pertenece a la compañía OVERHOFF [47].

- Rango: 0-10 Ci/m³.
- Sensibilidad: 1 10⁻⁹ Ci/m³.
- Precisión: 10% y/o 10⁻⁹ Ci/m³.
- Tiempo de respuesta: Varía con el nivel de medida (hasta 30 minutos para niveles de tritio muy bajos, hasta 1 segundo para el rango mayor).
- Volumen de la cámara de ionización: 2 litros nominal.
- Volumen del contador proporcional: 4 litros nominal.

6.4.3.2 Disposición de la instrumentación

En las siguientes figuras se muestra una propuesta de instalación de los diferentes sensores en el módulo. Parte de la instrumentación experimental será instalada tal y como muestran las Figura 45, Figura 46 y Figura 47, en cada cápsula. El resto de instrumentación será instalada en el contenedor exterior (algunos sensores serán

experimentales y otros estarán relacionados con la seguridad). Su disposición seguirá el esquema mostrado en la Figura 49.

6.4.3.2.1 Tubo tipo A: Experimentos de estudio del comportamiento del metal líquido

La instrumentación requerida para este experimento se lista a continuación. Su disposición dentro de la cápsula experimental se muestra en la Figura 28.

- 3 TC en las paredes interiores de la cápsula.
- 3 TC dentro del LiPb situados a diferentes alturas para detectar la existencia de gradientes térmicos durante la irradiación.
- 1 conjunto de AF.

Figura 45: Instrumentación instalada en un tubo tipo A. Izquierda: sección vista en planta; derecha: sección vista frontal

6.4.3.2.2 Tubo tipo B: Experimento de permeación de tritio

La instrumentación requerida para este experimento se lista a continuación. Su disposición dentro de la cápsula experimental se muestra en la Figura 29.

- 3 TC en las paredes interiores de la cápsula, a media altura.
- 3 TC en las paredes interiores de la cápsula a diferentes alturas (17 y 34 mm con respecto del fondo de la cápsula) para medir los gradientes de temperatura

en la pared ya que la permeación del tritio a través de la misma depende fuertemente de su temperatura.

- 1 conjunto de AF.
- 1 sensor para medir neutrones térmicos (SPND). De esta medida se deducirá la generación de tritio en cada cápsula.

Figura 46: Instrumentación instalada en un tubo tipo B. Izquierda: sección vista en planta; derecha: sección vista frontal

6.4.3.2.3 Tubo tipo C: Experimento de compatibilidad de materiales con LiPb.

La instrumentación requerida para este experimento se lista a continuación. Su disposición dentro de la cápsula experimental se muestra en la Figura 30.

- 3 TC en las paredes de la cápsula, muy cerca de la muestra del material objeto de estudio. En este ejemplo, la muestra es un anillo circular apoyado en el interior de la cápsula, a media altura. Se podrían considerar muestras adicionales. En ese caso, cada una de ellas incorporaría sus termopares adicionales.
- 1 conjunto de AF.

Figura 47: Instrumentación instalada en un tubo tipo C. Izquierda: sección vista en planta; derecha: sección vista frontal

6.4.3.2.4 Instrumentación del módulo contenedor

La instrumentación restante irá instalada en su carcasa exterior o contenedor. Así, parte de ella irá instalada en sus laterales, y otra parte en los huecos disponibles entre los distintos compartimentos para los tubos, gracias a su geometría circular.

Como se ha mencionado con anterioridad, parte de la instrumentación se dedicará a proporcionar información para los experimentos (FC, IC, GT, TC) mientras que otra tiene función de seguridad (TC, SG). En la Figura 49, podemos ver la distribución de la instrumentación listada a continuación.

- 2 FC (diámetro 4.7 mm) en los laterales del módulo.
- 7 FC (diámetro 3 mm) en el hueco disponible entre cada cuatro compartimentos.
- 2 IC (diámetro 4.7 mm) cerca de las FC de las mismas características (D 4.7 mm), para proporcionar la contribución gamma de la señal total que viene de las FC.
- 7 IC (diámetro 3mm) localizadas, junto con las FC de las mismas características (D 3 mm), en el hueco disponible entre cada cuatro compartimentos.
- 7 GT en el mismo sitio que las IC y FC de 3mm
- 14 TC en el exterior de cada dos compartimentos, aprovechando el hueco restante.

- 9 SG en zonas críticas del exterior de módulo (no representadas en la Figura 49) como por ejemplo las zonas de unión de los tubos de refrigeración, etc.

Los cables de la instrumentación localizada en las paredes externas del módulo se guiarán hacia su parte superior donde serán conectados con los sistemas generales de IFMIF. Cabe resaltar que los cables de la instrumentación que está instalada en las cápsulas debe ser guiada por el interior del módulo hasta su zona superior, por los canales de refrigeración. Por ello, al llegar a la parte superior será necesario el uso de pasamuros estancos resistentes a la radiación. Existen varias alternativas comerciales, Figura 48.

Figura 48: Pasamuros estancos para cables realizados con materiales resistentes a la radiación (metales y materiales cerámicos)

Figura 49: Instrumentación del módulo localizada en cada uno de los compartimentos, en la zona de irradiación

6.4.4 Sistemas auxiliares

6.4.4.1 Sistema de purga

Un flujo de helio gas circulará alrededor de cada cápsula, como ya se ha mencionado, en un hueco de espesor 2 mm entre las paredes laterales de la cápsula (ver sección 7.2). El objetivo de este helio es arrastrar el tritio producido en el LiPb durante los experimentos de irradiación y permeado a través de las paredes de la cápsula hacia la estación de medida de tritio.

Durante los experimentos de permeación de tritio se podrían requerir distintas características del fluido (flujo, temperatura, química). Así, será necesario disponer de una línea independiente por cada cápsula por lo que habrá un total de 16 líneas conectadas a cada uno de los tubos experimentales.

Las tuberías serán de acero inoxidable grado 316LN con un diámetro exterior de 10 mm.

En la siguiente Tabla 9 se resumen las características fundamentales de este gas de purga. La presión y temperatura, se han elegido 3 MPa y 50 °C puesto que son las condiciones requeridas para la refrigeración. Parte de las tuberías van instaladas en el interior del contenedor, inmersas en el gas refrigerante y, por lo tanto, una presión igual minimiza las tensiones en los diferentes tubos. Los flujos máscicos se han elegido teniendo en cuenta las capacidades del circuito de purga de IFMIF y experimentos realizados con anterioridad, [46]. Con tan bajos flujos, la temperatura del gas a 50°C no tiene capacidad para enfriar la cápsula o generar gradientes térmicos por lo que esta temperatura se ha considerado conveniente.

	Nº de tuberías	Tamaño	Presión (MPa)	Temperatura (°C)	Flujo máscico
Entrada	16	$\phi_{\text{exterior}}=10$ mm $\phi_{\text{interior}}=8$ mm	0.3 MPa	50°C	Hasta 7 mg/s por cápsula (112 mg/s en total)
Salida	16	Idem	Caída de presión despreciable	~ 80°C	Idem

Tabla 9: Principales características del gas de purga

Como se ha descrito previamente, cada tubo experimental irá soldado en su parte superior e inferior a la salida y entrada de la línea de purga, respectivamente.

6.4.4.2 Sistema de refrigeración

Se necesita refrigeración activa en el módulo de irradiación para:

- Mantener las paredes del tubo experimental a baja temperatura (< 100-150°C aproximadamente), para minimizar las pérdidas de tritio hacia el exterior (contenedor y celda caliente).
- Mantener las diferentes estructuras a baja temperatura para así asegurar su integridad estructural.

Para ello, se garantizará un canal de refrigeración para cada uno de los tubos experimentales. Sin embargo, solo habrá disponibles dos entradas independientes. En la parte inferior del contenedor, ambos flujos se mezclarán y distribuirán en cada uno de los compartimentos del área de irradiación. Se han realizado cálculos fluidodinámicos para probar que se establece, con esta configuración, una correcta distribución del flujo en los diferentes compartimentos (ver sección 7.2). La parte superior del módulo recogerá las 16 corrientes mezclándose otra vez en una zona común para salir, finalmente, por dos tubos laterales dejando la parte central del módulo accesible para la correcta instalación de los tubos experimentales.

En la siguiente Tabla 10 se resumen las características fundamentales del sistema de refrigeración. En la sección 7.2 se proporciona la justificación para estos números.

	Nº de tuberías	Tamaño	Presión (MPa)	Temperatura(°C)	Flujo másico
Entrada	2	$\phi_{\text{exterior}}=66$ mm $\phi_{\text{interior}}=60$ mm	0.3 MPa	50°C	Hasta 64 g/s cada una (128 g/s en total)
Salida	2	Idem	~0.2 MPa	~ 80°C	Idem

Tabla 10: Principales características del gas de refrigeración

6.4.4.3 Sistema de control

Este módulo de irradiación deberá incluir un sistema de control local que irá conectado al sistema de control general de IFMIF. Así, para contribuir al futuro diseño de este sistema de control, se han identificado las funciones que el mismo deberá cumplir. Éstas se han resumido en la siguiente Tabla 11:

Código	Función
<i>F1</i>	<i>Adquirir todos los datos de los sensores de cada una de las cápsulas experimentales, el contenedor exterior, los calentadores eléctricos y las medidas de los distintos circuitos de helio y estación de medida del tritio.</i>
<i>F2</i>	<i>Control de la temperatura de las muestras experimentales:</i> <ul style="list-style-type: none">- <i>Regular la potencia de los calentadores eléctricos</i>- <i>Modular la capacidad de refrigeración (flujo másico, presión, temperatura)</i>
<i>F3</i>	<i>Determinar la capacidad de refrigeración y transmitir, al sistema de control del acelerador, la señal de máxima potencia de haz admisible.</i>
<i>F4</i>	<i>Mandar, al sistema de control del acelerador, la señal de permitir/no permitir haz</i>
<i>F5</i>	<i>Recibir el status del sistema de refrigeración general de IFMIF (flujo másico disponible, presión, calidad del gas)</i>
<i>F6</i>	<i>Recibir y transmitir valores de proceso de la interface del usuario</i>
<i>F7</i>	<i>Recibir y transmitir datos al sistema de control central de IFMIF</i>
<i>F8</i>	<i>Regular el sistema de gas de purga (flujo másico, presión, temperatura, química)</i>

Tabla 11: Funciones del sistema de control local del módulo

La manera en la que el sistema de control del módulo se integrará en el sistema general de IFMIF está fuera del alcance de esta tesis. Sin embargo, en los siguientes párrafos se dan indicaciones de qué requisitos o lógica deberá seguir dicha integración para el correcto funcionamiento del módulo.

Así, los datos que vienen de cada uno de los mencionados sensores del módulo y aquellas señales que vienen de los sistemas de refrigeración, purga y estación de tritio serán tratados con el objetivo de:

- Controlar y procesar la información experimental. Para ello, las alarmas generadas provienen solamente de aquellos sensores relacionados con la operación del módulo, desde un punto de vista experimental y de integridad del experimento. En la siguiente sección serán tratadas como **alarmas experimentales**.
- Chequear el estado de seguridad del módulo comparando con valores predefinidos y, en caso necesario, activar alarmas de seguridad e incluso parar el haz de deuterones del acelerador (**alarmas de seguridad**). Además, el

sistema de control local estará conectado con el sistema central de tal manera que, para empezar a operar, se reciba la señal de permiso o “**permiso para operar**”. Sólo cuando ésta señal se recibe se podrá operar (e.g. regular los calentadores, etc.). Las mencionadas alarmas de seguridad serán siempre prioritarias con respecto a las alarmas experimentales. Por ejemplo, podría suceder que haya una señal de baja temperatura en una cápsula y que se requiera más potencia de los calentadores eléctricos al mismo tiempo que en otra zona hay una pérdida de refrigerante. Si este es el caso, la subida de potencia de los calentadores nunca se produciría.

Esta filosofía se puede resumir en el siguiente esquema:

Figura 50: Principio de funcionamiento del sistema de control del módulo y su posible interconexión con los sistemas centrales y auxiliares de IFMIF

6.4.4.3.1 Alarmas relacionadas con los experimentos

A continuación se muestran, una a una, las posibles alarmas relacionadas con los experimentos que habría que generar:

"Baja temperatura en las cápsulas"

Así, esta señal se generaría si:

- Temperatura en las cápsulas < Temperatura experimental preseleccionada para cada experimento (en el rango 300-550°C)

En este caso, el modulo pedirá a los servicios auxiliares de IFMIF aumentar la potencia eléctrica de los calentadores eléctricos.

"Alta temperatura en las cápsulas"

Así, esta señal se generaría si:

- Temperatura de las cápsulas > Temperatura experimental preseleccionada para cada experimento (rango 300-550°C).

En este caso, el modulo pedirá a los servicios auxiliares de IFMIF la demanda de bajar la potencia eléctrica de los calentadores eléctricos y/o aumentar la capacidad de refrigeración.

"Pérdida de integridad de la cápsula"

Así, esta señal se generaría si:

- La composición del gas de purga, medida en la estación de análisis de tritio contiene ciertos valores de Po-210 y/u otros gases provenientes del LiPb > cierto valor

En este caso, el módulo pedirá:

- Parar el flujo de gas de purga de la línea correspondiente cerrando las válvulas para aislar ese canal.
- Parar el suministro eléctrico de los calentadores eléctricos de la cápsula correspondiente.

6.4.4.3.2 Señales de seguridad

Las principales señales serán:

"Módulo listo para operación"

Antes de proceder a la operación del módulo, se debe cumplir:

- El sistema de refrigeración está operativo y funciona correctamente.

- La instrumentación de seguridad del módulo está operativa y funciona correctamente.

Luego, todos los datos siguientes deben estar en los rangos operacionales siguientes (considerando cierta tolerancia, 10% es un valor razonable).

- Temperatura del módulo: Temperatura normal de ambiente hasta 550°C.
- Deformaciones en el módulo admisibles (valores a determinar según la posición de la galga objeto del futuro estudio de optimización del contenedor del módulo).
- Presión en el circuito de refrigeración: 0.3 MPa.
- Flujo másico en el circuito de refrigeración: 0.128 Kg/s.
- Temperatura del circuito de refrigeración a la entrada: 50°C.

En caso de que todos estos datos estén en sus valores correctos, la señal *“módulo listo para operación”* será transmitida al sistema de control central y/o a los sistemas de control de los sistemas auxiliares para que la operación pueda empezar.

"Alarmas de seguridad"

Durante la irradiación, podrían ocurrir eventos que pongan en riesgo la integridad estructural del módulo o de los módulos colindantes. Es por eso que podría requerirse una parada del haz de deuterones (ver sección 7.4.3). Esta señal sería generada cuando uno o más de uno de los siguientes sensores estén fuera de los rangos seguros de operación. Esto es:

- Temperatura del módulo > 600°C
- Presión del circuito de refrigeración < cierto valor predeterminado que indique una pérdida de refrigerante
- Flujo másico del circuito de refrigeración < 80% del flujo normal de operación
- Incremento de la temperatura del circuito de refrigeración (Temperatura de salida-Temperatura de entrada) > 100 °C
- Deformaciones en el módulo > valores a determinar según la posición de la galga objeto del futuro estudio de optimización del contenedor del módulo
- El 50% de la instrumentación de seguridad falle

Además, en estos casos, la petición de desconexión de los calentadores eléctricos deberá ser pedida igualmente.

CAPÍTULO 7

7 CÁLCULOS JUSTIFICATIVOS

7.1 TRANSPORTE DE TRITIO

7.1.1 Metodología

Para calcular el transporte de tritio en el módulo, se ha utilizado el programa de cálculo TMAP7 [49] desarrollado por "Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL)" en 1988. Este código se ha diseñado específicamente para simular el transporte de hidrógeno y sus isótopos a través de metales. TMAP7 permite el cálculo de la evolución temporal de las especies definidas en los sistemas a través de materiales conectados a volúmenes de gas.

En la siguiente Figura 51 podemos ver un esquema de la permeación de tritio a través de las paredes de la cápsula hacia el gas de purga. La cantidad de tritio permeada se ha calculado siguiendo el esquema de la Figura 52.

Figura 51: Esquema de un experimento de permeación de tritio

Figura 52: Esquema de la modelización realizada en TMAP7 para los cálculos de permeación de tritio

TMAP7 es un código unidimensional. Así, el litio plomo se ha modelado como un segmento de difusión en el que se ha supuesto una fuente homogénea y volumétrica de tritio. Este segmento se ha ligado (mediante la condición de contorno **solcon** en TMAP7, [49]) a otro segmento de difusión que representa la pared de la cápsula. Con esta condición de contorno se establece la continuidad entre ambos materiales. Ambos segmentos así ligados, se han conectado a un volumen funcional que simula el gas de purga que rodea la cápsula. En la pared externa de la cápsula se ha aplicado el modelo **ratedep** de TMAP7 (cuyas características se explican en [49]). Este volumen funcional, que tiene un volumen finito (equivalente al gas que rodea a la cápsula), se ha conectado a dos volúmenes de frontera (recinto de contorno) que representan volúmenes infinitos con presión parcial de tritio igual a cero. Entre estos volúmenes y el volumen funcional se ha establecido un flujo volumétrico (resultado de la velocidad del gas de purga) simulando la corriente continua de renovación del gas de purga y que arrastra el tritio permeado a través de la cápsula experimental.

Se han considerado varios casos cuyas características se resumen en la siguiente Tabla 12. Se han elegido casos extremos que tratan de englobar todos los posibles escenarios de operación. Así, se han considerado la mayor y menor temperatura de los experimentos ($550^{\circ}C$ y $300^{\circ}C$ respectivamente) y la mayor y menor velocidad del gas de purga ($0.1-0.01$ m/s). Además, se han considerado las tasas de generación de tritio esperables teniendo en cuenta las diferentes configuraciones previstas dentro de la celda caliente de IFMIF. Los datos se han obtenidos de los cálculos neutrónicos realizados asociados a este trabajo y las tareas IFMIF en el CIEMAT, [50][51],[52] para la cápsula más irradiada, menos irradiada y una posición intermedia.

Casos	Generación de tritio (at/m3/s)	Temperatura (C)	Flujo de gas de purga (mg/s)	Velocidad del gas de purga (m/s)	Flujo volumétrico de gas de purga (m3/s)
Caso 1	2E18	550	6.63	0.1	1.5E-5
Caso 2	2E18	300	6.63	0.1	1.5E-5
Caso 3	5E17	550	6.63	0.1	1.5E-5
Caso 4	5E17	300	6.63	0.1	1.5E-5
Caso 5	1E17	550	6.63	0.1	1.5E-5
Caso 6	1E17	300	6.63	0.1	1.5E-5
Caso 7	2E18	550	0.663	0.01	1.5E-6

Tabla 12: Condiciones de contorno consideradas para los cálculos de TMAP

Las tasas de generación presentadas suponen unas cantidades que van entre 0.004 y 0.08 gramos de tritio al año (16 cápsulas, 15.7cm³ casa una). La constante de desintegración radiactiva del tritio sabiendo que $T_{1/2}$ es de 12.3 años es de $1.787 \cdot 10^{-09}$. Por lo tanto, asumiendo que el quemado será despreciable en un año de irradiación estas tasas de generación darían unas actividades de 38-765 Ci/año ($1.4 \cdot 10^{12}$ - $2.80 \cdot 10^{13}$ Bq/año) respectivamente. Hay que tener en cuenta que no todas las cápsulas serán irradiadas por igual de modo que estos valores deben asumirse como valores envolventes de diseño. Datos más ajustados, teniendo en cuenta el espectro neutrónico promedio de toda la zona experimental, se explican en la sección 7.4.2.

7.1.2 Resultados

Los resultados de las tasas de permeación obtenidas a través de las paredes de una cápsula se muestran en la siguiente Tabla 2 donde, además, se muestra la activación nuclear asociada a cada uno de los valores de permeación mostrados, calculada a partir de las tasas de permeación.

La permeación de tritio con el tiempo a través de la pared de la cápsula se representa en la Figura 53 para los casos 1 a 7.

CASOS	Permeación (at/m2/s)	Presión parcial de tritio en He (Pa)	Permeación (at/s)	Actividad en gas de purga (Bq/s)	Actividad en gas de purga (Bq/m3)	Actividad en gas de purga (Ci/m3)
Caso 1	4.000E+16	4.75E-02	3.14E+13	5.61E+04	3.73E+09	1.01E-01
Caso 2	3.670E+16	3.04E-02	2.88E+13	5.15E+04	3.42E+09	9.24E-02
Caso 3	9.997E+15	1.19E-02	7.85E+12	1.40E+04	9.31E+08	2.52E-02
Caso 4	9.123E+15	7.55E-03	7.17E+12	1.28E+04	8.50E+08	2.30E-02
Caso 5	1.999E+15	2.38E-03	1.57E+12	2.81E+03	1.86E+08	5.03E-03
Caso 6	1.795E+15	1.49E-03	1.41E+12	2.52E+03	1.67E+08	4.52E-03
Caso 7	4.000E+16	4.76E-01	3.14E+13	5.61E+04	3.73E+10	1.01E+00

Tabla 13: Tasas de permeación y actividad en el gas de purga, 12 días

Figura 53: Evolución de la permeación de tritio a través de las paredes de la cápsula con el tiempo y para cada uno de los casos analizados

A la vista de los resultados presentados, podemos concluir que en los casos de mayor temperatura, el equilibrio se obtiene al cabo de los 5 días mientras que para los casos de menor temperatura sería necesarios 10-15 días. En cualquier caso, comparado con el tiempo de irradiación (1 año), este tiempo es muy corto.

Se debería tener en cuenta, como se ha dicho en el capítulo 6.2.4, que algunas cápsulas experimentales estarán recubiertas con materiales cerámicos antipermeación. Un valor típico de factor de reducción de la permeación es 100. Así, las tasas de permeación obtenidas se verían disminuidas en dos órdenes de magnitud en las cápsulas recubiertas. De este modo, el equipo de análisis de tritio debería ser capaz de medir concentraciones de tritio que van de $4.5 \cdot 10^{-5}$ a $1 \cdot 10^{-2}$ Ci/m³ (valores para los dos casos extremo).

Para monitorizar la actividad del tritio en gases, existen diferentes técnicas como las cámaras de ionización o los contadores proporcionales. El típico límite inferior para que una concentración de tritio sea medible por una cámara de ionización pequeña es aproximadamente 40 KBq/m³ (10^{-6} Ci/m³). Los contadores proporcionales podrían ofrecer una mayor sensibilidad que las cámaras de ionización. De hecho, algunos equipos comerciales combinan ambas técnicas con el objetivo de cubrir un rango de medidas mayor con alta sensibilidad, [47]. Así, una de las principales conclusiones de este estudio es que las cámaras de ionización comerciales se pueden usar en este caso para medir la cantidad de tritio permeada a través de las cápsulas experimentales. Las características del equipo de medida elegido se dan en la sección 6.4.3.1.8 con sensibilidades de hasta 10^{-9} Ci/m³.

7.1.3 Estimación preliminar de las pérdidas hacia el refrigerante y la celda caliente

Con el objetivo de evaluar si las pérdidas de tritio hacia el refrigerante (a través de las paredes del tubo experimental) y hacia la celda caliente de IFMIF (a través de la pared exterior de los compartimentos/contenedor) pueden ser despreciadas o no, estas pérdidas se han calculado de un modo preliminar.

Así, el orden de magnitud de las tasas de permeación a través de las paredes del tubo experimental (J_1) se puede estimar asumiendo un modelo de difusión donde la permeación de tritio a través de un muro es proporcional a la raíz cuadrada de la diferencia de presiones parciales de tritio entre los dos dominios, [48].

Por lo tanto, si asumimos que la presión parcial de tritio en el hueco del gas de purga es la que se ha estimado en el cálculo anterior y que la presión parcial de gas en el canal de refrigeración es cero (ya que la corriente de helio de refrigeración estaría continuamente arrastrando el tritio permeado), J puede ser estimado como sigue,

$$(1) \quad J = \frac{D K_s \sqrt{P_p}}{d}$$

Donde,

- D es el coeficiente de difusión de tritio a través de la pared (SS316-LN)
- K_s es la constante de Sievert de tritio en la pared (SS316-LN)
- P_p es la presión parcial de tritio en el gas de purga, proveniente del cálculo anterior
- d es el espesor de la pared del tubo experimental (1mm)
- Los valores utilizados de D y K_s se han obtenido de [53].

Una vez J_1 es conocido, podemos repetir todo este razonamiento para calcular las pérdidas de tritio desde el canal de refrigeración hacia la celda caliente de IFMIF. El espesor del contenedor es de 1.5 mm.

Para ello, primero, se calcula la concentración de tritio en el canal de refrigeración resultado de la permeación J_1 y considerando un recinto cerrado. Después, asumiendo que la constante de Sievert K_s en SS316-LN (pared del compartimento), la presión parcial de tritio que determina la tasa de permeación hacia la celda caliente se puede obtener mediante (2).

$$(2) \quad c = K_s \sqrt{P_p}$$

Finalmente, la permeación hacia la celda caliente se estima mediante (1).

Los resultados de este cálculo, realizados para los dos casos extremos 6 y 7 se resumen en la siguiente tabla:

Caso	P_p tritio en purga (Pa)	Permeación (at/m ² s)	Temperatura	D [53]	Ks [53]	Permeación hacia el refrigerante (at/m ² s)	Permeación hacia la celda caliente (at/m ² s)
Caso 6	1.49E-03	1.79E+15	50	2.38E-15	1.90E+21	1.75E+08	3.89E-03
			75	9.56E-15	2.70E+21	9.94E+08	1.26E-01
			150	2.30E-13	6.01E+21	5.34E+10	3.63E+02
			200	1.09E-12	8.92E+21	3.77E+11	1.81E+04
			400	5.53E-11	2.40E+22	5.12E+13	3.34E+08
			600	4.63E-10	4.10E+22	7.33E+14	6.84E+10
Caso 7	4.76E-01	4.00E+16	50	2.38E-15	1.90E+21	3.12E+09	6.95E-02
			75	9.56E-15	2.70E+21	1.78E+10	2.25E+00
			150	2.30E-13	6.01E+21	9.54E+11	6.49E+03
			200	1.09E-12	8.92E+21	6.73E+12	3.23E+05
			400	5.53E-11	2.40E+22	9.15E+14	5.97E+09
			600	4.63E-10	4.10E+22	1.31E+16	1.22E+12

Tabla 14: Tasas de permeación hacia el refrigerante y la celda caliente

7.1.4 Conclusiones

Una de las principales conclusiones de este estudio es que es posible medir correctamente mediante cámaras de ionización comerciales el tritio permeado incluso en el caso de las cápsulas experimentales recubiertas con materiales antipermeación. Debido a que la cantidad mínima esperada será de $4.5 \cdot 10^{-5}$ Ci/m³ (asumiendo un factor de reducción de la permeación de 100 en el caso 6), no será necesario en principio el uso de contadores proporcionales para conseguir una mayor sensibilidad, aunque recomendable. Su uso en los primeros días de operación, cuando las tasas de permeación son pequeñas será, sin embargo, necesario. Existen equipos comerciales capaces de proporcionar la sensibilidad requerida [47], 10^{-9} Ci/m³.

Los resultados son aplicables a todos los experimentos, incluso si son cápsulas a bajas temperaturas o si llevan recubrimientos antipermeación. Desde un punto de vista de seguridad, el conocimiento de la cantidad de tritio que está siendo transportada con el gas de purga es un claro indicador de ciertos problemas que puedan estar sucediendo en el módulo como por ejemplo, la rotura de una cápsula experimental. Además, es necesario conocer el balance de tritio de la instalación.

Por otro lado, las pérdidas por permeación esperables hacia el refrigerante y la celda caliente de IFMIF podemos decir que serán despreciables para condiciones normales de funcionamiento. Esto es, si la temperatura del tubo experimental y el compartimento se mantienen en sus márgenes de operación normal. Las tasas de permeación hacia el refrigerante serán del orden de 5 órdenes de magnitud menores que las que suceden hacia el gas de purga (asumiendo el tubo experimental a 150°C y la cápsula a 550°C). Las tasas de permeación hacia la celda caliente serán todavía más despreciables ya que serán 8 órdenes de magnitud menores que las pérdidas hacia el refrigerante.

Sin embargo, en caso de accidente, si la temperatura del tubo asciende hasta más de 600°C estas tasas de permeación podrían aumentar significativamente.

7.2 CÁLCULOS TERMO HIDRÁULICOS

El principal requisito del módulo es llevar a cabo los objetivos experimentales y para ello, es necesario poder realizar los experimentos a temperaturas comprendidas entre 300-550°C como ya se ha mencionado con anterioridad. Por otro lado, el módulo debe ser capaz de operar a una temperatura segura. En la siguiente Figura 54 podemos ver los rangos aconsejados de operación para el acero SS316 y otros materiales. Las partes de la banda que están pintadas en gris claro representan las incertidumbres en el uso de cada material a esas temperaturas mínimas y máximas [54]. El módulo deberá operar en el rango de temperaturas menor con el objetivo de minimizar las pérdidas de tritio desde las cápsulas experimentales y el gas de purga hacia el refrigerante.

Figura 54: Rangos operacionales de temperatura para varios materiales (basados en el daño por radiación y la fluencia térmica) [54].

Se han realizado varios cálculos térmicos y fluidodinámicos con el objetivo de demostrar que el diseño conceptual propuesto cumple tanto los requisitos experimentales como los de seguridad.

7.2.1 Necesidades de refrigeración

Lo primero de todo, para llevar a cabo estos análisis, es necesario conocer la cantidad de calor nuclear esperada en el módulo. Dependiendo de la posición de éste en la celda caliente de IFMIF, su calor nuclear será mayor o menor. Como se ha comentado en la sección 5, en algunas campañas de operación podría ser interesante ajustar los valores de He e H por dpa, aunque a costa de disminuir los dpa. Así, sería necesario módulo moderador (de W) delante de éste. Sin embargo, para conseguir una mayor tasa de dpa, será necesario situar el módulo lo más cerca posible de la fuente, es decir, justo detrás del módulo de alto flujo de IFMIF. Estas dos posiciones implican valores diferentes de calor nuclear.

Para dimensionar correctamente la refrigeración del módulo, se ha considerado la posición más desfavorable del módulo desde el punto de vista de tensiones térmicas y necesidades de refrigeración. Es decir, se supondrá que el módulo se sitúa justo detrás del módulo de alto flujo, donde recibirá la mayor cantidad de calor nuclear.

En la siguiente Figura 55, podemos ver un mapa del calentamiento nuclear que se espera justo detrás del módulo de alto flujo de IFMIF, o de otra manera, el máximo calentamiento nuclear en la zona de medio flujo de IFMIF. En este gráfico se puede apreciar el gradiente térmico desde la zona central del módulo, donde se encuentran los compartimentos y el resto del módulo. Teniendo en cuenta el volumen de acero del módulo en las distintas partes, se han hecho algunas extrapolaciones para determinar la cantidad total de calor que un módulo como el conceptualmente propuesto en esta tesis podría recibir. Los valores representados son para acero y los números representan la media de cada zona separada por las líneas horizontales. En el LiPb, el máximo valor está indicado en el pie de figura. Estos cálculos han sido realizados y cedidos por cortesía del CIEMAT en el marco de trabajo del proyecto IFMIF [50].

Así, considerando la cantidad aproximada de material por zona, se espera un valor conservador máximo de 14400 W, incluido el calentamiento nuclear de las 16 cápsulas experimentales con una cantidad aproximada de 15.7 cm³ de LiPb, cada una. El calentamiento específico máximo de un tubo central de la primera fila de tubos (el más irradiado) asciende a 1W/g.

En lo que respecta a las necesidades de calentamiento eléctrico, se ha supuesto un máximo de 350 W por rig (5600 W en total). Como veremos más adelante, este valor cubre ampliamente las necesidades eléctricas que el módulo necesitará.

Así, la refrigeración del módulo se dimensionará para evacuar un máximo total de 20KW.

Figura 55: Máximo calor nuclear esperado en la zona de medio flujo de IFMIF (justo detrás del módulo de alto flujo).

7.2.2 Dimensionado de la refrigeración

Teniendo en cuenta lo expuesto en el apartado anterior y asumiendo un máximo incremento de temperatura en el helio de refrigeración de 30°C para evitar gradientes térmicos excesivos, se necesitarán 0.128 kg/s (0.008 kg/s para cada uno de los compartimentos experimentales). Para simplificar el diseño y evitar el uso de demasiados conectores en la celda caliente de IFMIF, la zona de irradiación del módulo se ha diseñado de tal manera que, independientemente del requisito de temperatura experimental de cada cápsula, el flujo másico en cada compartimento sea el mismo. Así, cada tubo experimental, con su correspondiente compartimento, será refrigerado por igual. La temperatura en cada cápsula experimental será el resultado de la combinación de esta refrigeración con el grado de aislamiento térmico de la cápsula con las paredes del tubo (directamente refrigerado). Este aislamiento se consigue mediante el hueco (algunos milímetros) entre cápsula y tubo destinado al flujo de gas de purga.

Se han analizado diferentes formas de los compartimentos, tubos y cápsulas. En la siguiente Figura 56, podemos ver las configuraciones consideradas con sus ventajas e inconvenientes.

Modelo	Comportamiento mecánico	Transferencia de calor	Número de Reynolds en el canal de refrigeración	Espacio para muestras / espacio para refrigeración y estructuras
<p>compartmento He de refrigeración Tubo experimental Cápsula LiPb He de purga</p> <p>A</p>	Buen comportamiento de tubo y cápsula. Peor comportamiento del contenedor exterior	Bajo flujo másico en las zonas con estrechamiento y alto en las zonas con gran espesor produciendo altos gradientes térmicos en la cápsula	El número de Re en este caso está entre medias de los obtenidos en los casos siguientes, para el mismo flujo másico y dimensiones de tubo y compartimento	Menor espacio para muestras dentro de la cápsula. Permitiría acomodar instrumentación en las esquinas de los canales de refrigeración
<p>compartmento He de refrigeración Tubo experimental Cápsula LiPb He de purga</p> <p>B</p>	Se espera peor comportamiento con respecto al caso anterior por su geometría prismática	Flujo másico uniforme alrededor de la cápsula pero gradientes térmicos en las esquinas	Número de Reynolds más bajo para el mismo tamaño de compartimento y tubo, para el mismo flujo másico	Mejor aprovechamiento del espacio
<p>compartmento He de refrigeración Tubo experimental Cápsula LiPb He de purga</p> <p>C</p>	Buen comportamiento de tubo, cápsula y contenedor exterior	Mejor uniformidad de temperatura	Esta geometría proporciona el mayor número de Reynolds para el mismo tamaño de compartimento y tubo, para el mismo flujo másico	Menor espacio para muestras dentro de la cápsula aunque permite acomodar instrumentación entre los compartimentos exteriores

Espesor del canal de refrigeración: 1 mm
Espesor del canal de purga: 2 mm

Figura 56: Pros y contras de las diferentes combinaciones de formas entre compartimentos del contenedor, tubos experimentales y cápsulas

En cuanto al tamaño de cada uno de los compartimentos y tubos experimentales (que forman el canal de refrigeración), se han explorado diferentes posibilidades con el objetivo de mejorar el comportamiento del helio refrigerante. En principio, se ha fijado la anchura del canal de refrigeración en 1 mm. Este valor se ha elegido lo menor posible para aprovechar al máximo el espacio destinado a la cápsula experimental pero evitando usar canales tan pequeños que puedan causar el bloqueo del refrigerante si la cápsula o el tubo se deforman. Con esta magnitud fija, los menores tamaños de compartimento y tubo proporcionarán mayores números de Reynolds, Figura 56. Puesto que los números de Reynolds obtenidos están cerca del rango de la turbulencia en transición [55] para este tipo de problemas en los que podría haber riesgo de relaminarización del fluido [57], no se deberán usar los menores números de Reynolds, Tabla 15.

Modelo	Dimensiones		Número de Reynolds
	Compartimento	Tubo	
A	30 mm x 30 mm	φ 28 mm	7700
	25 mm x 25 mm	φ 23mm	9300
B	30 mm x 30 mm	28 mm x 28 mm	6900
	25 mm x 25 mm	23 mm x 23 mm	8300
C	φ 30 mm	φ 28 mm	8800
	φ 25 mm	φ 23 mm	10600

Tabla 15: Número de Reynolds para dos tamaños diferentes de compartimento y tubo experimental. Para cada modelo, la dimensión dada de compartimento y tubo se corresponde con la pared mojada

La geometría A se ha descartado de inicio ya que no supone ninguna ventaja adicional con respecto a la geometría C.

La geometría B se eligió en un principio como una buena forma de tener el mayor espacio posible para alojar muestras en el LiPb en el pequeño y valioso espacio de irradiación de IFMIF. Sin embargo, su peor comportamiento mecánico y la falta de uniformidad en la refrigeración han hecho que se haya descartado esta opción con respecto a una geometría circular.

Se ha decidido por tanto utilizar la geometría C debido a que, a pesar de tener menos capacidad de LiPb que el modelo B, sus comportamientos térmico y mecánico serán mucho mejores. Además, una de las ventajas de los compartimentos circulares es que se permite la instalación de instrumentación entre compartimentos como se ha discutido en la sección 6.4.3.

Así, con esta geometría se han hecho varios cálculos que se presentan a continuación en las siguientes secciones:

- Cálculo simplificado 1D para determinar el rango de temperaturas alcanzables en las diferentes cápsulas y definir el tamaño óptimo de estas.
- Cálculo termohidráulico 3D de la zona experimental para estudiar los posibles efectos 3D y determinar cuáles son las necesidades de potencia eléctrica de calentamiento para los experimentos realizados a alta temperatura

7.2.2.1 Análisis térmico 1D

Para el presente cálculo, se explican a continuación los procesos de transferencia de calor, resumidos en la Figura 57 y Figura 58.

Se ha considerado un calor nuclear en el LiPb y las paredes de la cápsula. El calor generado se transfiere por conducción a través del LiPb y la cápsula hacia la pared exterior de la cápsula donde es transferido (por conducción y convección) al gas de purga. Así, una fracción del calor es eliminado hacia el exterior junto con la corriente de gas de purga mientras que la otra es transferida hacia la pared interior del tubo. Finalmente, este calor será conducido a través del espesor del tubo para ser eliminado, por convección, por la corriente de helio de refrigeración.

Figura 57: Sección de una cápsula. Explicación de las distintas capas

Figura 58: Sección de una cápsula. Modelo empleado para el cálculo 1D y principales procesos de transmisión

Para este análisis, se han usado las siguientes fórmulas de transferencia de calor por conducción en una geometría cilíndrica y convección:

$$Q_{\text{conducción}} = 2\pi Lk \frac{T_{r1} - T_{r2}}{\ln \frac{r2}{r1}}$$

$$Q_{\text{convección}} = hA (T_{\text{pared}} - T_{\text{fluido}})$$

$$Q_{\text{eliminado por el fluido}} = \dot{M}_{\text{fluido}} c_{p \text{ fluido}} \Delta T_{\text{fluido}}$$

Donde,

- Q es el calor transmitido (W)
- k es la conductividad térmica (W/mK)
- h es el coeficiente de transferencia de calor por convección (W/m²K)
- T es la temperatura (K)
- L es la longitud (m), r₁ el radio menor (m) y r₂ es el radio mayor (m)
- A es el área de transferencia de calor (m²)
- $\dot{M}$ es el caudal másico (kg/s)
- C_p es la capacidad calorífica (J/kgK)

Se realiza el balance de calor:

$$Q_{\text{LiPb+cápsula}} = Q_{\text{eliminado por la purga}} + Q_{\text{eliminado por el refrigerante}}$$

La convección del gas de purga y refrigeración se han modelado considerando un coeficiente de calor calculado mediante en el número de Nusselt. Para el cálculo de este número adimensional se han usado las correlaciones para flujo en transición recomendadas por [55].

Las hipótesis empleadas son las siguientes:

- Calor nuclear en el LiPb:
 - 1W/g, asumiendo que el experimento se realice cuando el módulo está situado justo después de la zona de alto flujo de IFMIF (valor correspondiente a un tubo central de la primera fila).
 - 0.3W/g, asumiendo que el experimento se realice cuando el bloque moderador de W está situado entre la zona de alto flujo y el módulo.
- El valor de calor nuclear (en W/g) en las paredes de la cápsula se ha asumido conservadoramente de igual valor que el usado en LiPb (1W/g o 0.3 W/g para las dos posiciones antes comentadas).
- La generación de calor volumétrica en las paredes del tubo se han despreciado por simplificación del modelo. Además, el calor total generado es despreciable.
- La radiación térmica entre cápsula y tubo (menor de un 5% del calor total) se ha despreciado.
- Los cálculos de transmisión de calor toman la temperatura media del helio entre la entrada y la salida de los canales (mismo sentido de ambos caudales).
- La temperatura de entrada del gas de purga y refrigeración es 50°C.
- La velocidad de gas se purga se ha asumido 0.1 m/s (correspondiente a 6.64 10⁻⁶ Kg/s).

- La velocidad de gas de refrigeración se ha asumido 200 m/s (correspondiente a 0.008 Kg/s).

7.2.2.2 Resultados

En la siguiente Figura 59, podemos ver la influencia del diámetro de la cápsula (diámetro externo, 1mm de espesor) para los dos valores de calentamiento nuclear considerados y asumiendo un espesor de canal de gas de purga de entre 1 y 3 mm. Los valores de temperatura deseados (300-550°C) se han encerrado en el rectángulo de puntos azul oscuro.

Cuando el calentamiento nuclear es alto en las cápsulas, vemos que el uso de los mayores diámetros de cápsula hace que se puedan llegar a sobrepasar los requisitos de temperatura en las cápsulas. Así, en este caso, conviene el uso de cápsulas de menor diámetro. Por el contrario, cuando el calentamiento nuclear es bajo, el uso de cápsulas de mayor tamaño hace que se puedan alcanzar más fácilmente los requisitos operacionales. Puesto que cada cápsula irá equipada con un calentador eléctrico, y teniendo en cuenta que el uso de un diámetro pequeño es muy interesante desde el punto de vista del aprovechamiento del espacio de irradiación se ha preferido optimizar el diámetro de la cápsula para el caso de mayor calentamiento nuclear. Además, esto es mejor desde un punto de vista de seguridad y de control de la temperatura.

Para conseguir los requisitos de más alta temperatura en la cápsula y a la vista de la Figura 59, podemos ver que se obtiene un valor interesante para un diámetro de cápsula de 22 mm y un canal de purga de 2 mm. Para este caso la temperatura alcanzada ronda los 500°C con lo que sería relativamente fácil alcanzar los 550°C con poca potencia eléctrica adicional. Con un tamaño de cápsula mayor se alcanzaría incluso esta temperatura sin necesidad de calentadores eléctricos. Sin embargo, desde el punto de vista de seguridad interesa estar un poco por debajo de los 550°C y tener margen de control con los calentadores.

Para conseguir los requisitos de menor temperatura (300°C), podemos elegir entre una cápsula de menor tamaño y/o un menor tamaño de canal de purga (con lo que se consigue una mayor transferencia de calor hacia el refrigerante). Con un tamaño de cápsula de 24 mm y 1 mm de anchura de canal de purga podemos alcanzar este requisito con una ventaja adicional: el tamaño del tubo será el mismo que en el caso anterior (22 mm de diámetro de cápsula y 2 mm de anchura de canal) ya que el canal de refrigeración debe mantenerse igual para todos los compartimentos. Esto permitiría el uso de compartimentos de igual tamaño para todos los tubos con independencia del tamaño de la cápsula que se dimensionaría entre 22 y 24 mm dependiendo del canal de purga deseado (1 a 2 mm) mientras que la refrigeración tendría los mismos parámetros y una anchura de canal de 1 mm.

Figura 59: Temperatura en el LiPb según el diámetro de la cápsula para varios casos de calentamiento nuclear en el LiPb y espesor del canal de refrigeración

Como consecuencia de los resultados mostrados, y resumiendo las secciones anteriores, se han elegido cápsulas y tubos cilíndricos en compartimentos cilíndricos ya que se espera un buen comportamiento mecánico (las tensiones debidas a la presión de los fluidos se ven reducidos en un orden de magnitud con una geometría cilíndrica en lugar de prismática) y térmico (uniformidad de temperatura en las paredes de los tubos y cápsulas). Por último, para un mismo tamaño de compartimento y anchura del canal de refrigeración, una geometría cilíndrica proporciona mayores números de Reynolds para el mismo flujo másico.

Además, el hecho de utilizar un mismo tamaño de compartimento y tubo para todos los casos ofrece mucha flexibilidad experimental ya que, variando solamente el diámetro de la cápsula (y por ende la anchura del canal de purga), se cubre todo el rango deseado de temperaturas (compensando, cuando sea necesario, con un calentador eléctrico).

Así, como en principio cada compartimento tendrá un espesor de 1.5 mm (razonable desde el punto de vista de las tensiones producidas por la presión y la fabricación), en los 200x50 mm que mide el área de deposición de deuterones en el litio cabrían 6 experimentos. Teniendo en cuenta que en la zona de bajo flujo habrá gradientes neutrónicos debidos a la dispersión de las partículas, se ha decidido ampliar la zona experimental añadiendo un experimento más a cada lado. Además, habrá dos filas de experimentos con lo que la zona de irradiación del futuro módulo será como la representada en la siguiente Figura 60.

Figura 60: Representación 3D de la zona de irradiación donde se muestran cada uno de los compartimentos donde se instalarán los tubos experimentales, altura, 300 mm

7.2.3 Cálculos termohidráulicos de un compartimento

Una vez pre-dimensionada la zona experimental y cada uno de los compartimentos, se ha realizado una simulación en tres dimensiones mediante el código ANSYS CFX 13, [56]. El objetivo es detectar posibles problemas locales como puntos calientes en los tubos o el contenedor, caídas de presión excesivas, puntos de remanso en el refrigerante y gradientes de temperatura en las cápsulas experimentales o posibles efectos de convección en el gas de purga. Además, teniendo en cuenta que estos efectos 3D pueden ser significativos, y dadas las limitaciones del cálculo 1D, este cálculo también tiene el objetivo de recalcular la potencia eléctrica requerida en los calentadores.

En la siguiente Figura 61, podemos ver la geometría a analizar con los principales componentes. Para este cálculo se ha utilizado la geometría presentada anteriormente, con una cápsula de 22 mm en un canal de purga de 2 mm.

Figura 61: Geometría de un cuarto de tubo experimental con su compartimento.

La malla de cálculo considerada, representa $\frac{1}{4}$ de la parte central de un tubo experimental (con malla no estructurada y capas prismáticas en las paredes que forman un total de 1070540 nodos). Con el objetivo de minimizar el esfuerzo computacional, se han aplicado condiciones de simetría y, como ya se ha mencionado, simulado $\frac{1}{4}$ de tubo y con una altura de 140 mm (de los 300 mm que mide la zona central).

Figura 62: Modelo computacional. $Y^+=0.02$

El modelo de turbulencia usado para modelar el helio de refrigeración es el modelo llamado “*Shear Stress Model (SST)*” con formulación adicional para modelar la turbulencia en transición (*modelo gamma theta*) (ver [56] y Apéndice). Para modelar correctamente las zonas cercanas a la pared, dado que existe un fuerte gradiente térmico en esa dirección, se ha considerado un refinamiento de malla con y^+ de 0.02 cerca de las paredes, [57]. Para el gas de purga, se ha considerado el modelo para flujo laminar. En el Apéndice, se muestran los cálculos realizados para la validación del código CFX y sus modelos de turbulencia empleados para esta aplicación.

Se ha considerado que la cápsula experimental está completamente llena de LiPb y que mide 50mm. Es decir, no se ha modelado el espacio libre superior. Esta simplificación se ha hecho para evitar la complicación adicional de modelar la interacción de LiPb y helio en superficie libre. No se espera una variación significativa de los resultados debido a esta simplificación.

Las propiedades del EUROFER (material de la cápsula) se han tomado de [58]. Las propiedades del LiPb se han tomado de [59] mientras que [60] se ha usado para obtener las propiedades del helio.

En este modelo, el calentador eléctrico se ha modelado como un plato circular (ϕ 16 mm, 4mm de altura) situado en la parte inferior de la cápsula. Como material, se ha considerado una mezcla de acero y alúmina, [61]. Este calentador eléctrico está

situado dentro de una pieza hecha de un aislante térmico para evitar la transferencia de calor entre el calentador y el tubo. Esta pieza se ha considerado hecha de MACOR [62]

Tanto el tubo experimental como la parte correspondiente del contenedor se han añadido al modelo. El material es SS316-LN cuyas propiedades se han elegido de [63].

El helio refrigerante fluirá a 50°C y baja presión, 0.3 MPa, para evitar cargas mecánicas excesivas en las estructuras. El flujo másico considerado es 0.008 kg/s.

El gas de purga fluirá a 50°C y, como ya se ha mencionado, a la misma presión que el refrigerante para evitar diferencias de presión. El flujo másico considerado en este cálculo asciende a $1.67 \cdot 10^{-6}$ Kg/s.

Cabe mencionar que, en el caso del helio de purga y el refrigerante, la radiación en los canales se ha despreciado. Sin embargo, comparando el porcentaje de este tipo de calor con respecto al calor total generado en el interior de la cápsula se ve que éste es despreciable.

Se han modelado varios casos considerando diferentes valores de calentamiento nuclear (puesto que variará con la posición exacta de la cápsula y las condiciones de irradiación) y el calentamiento eléctrico (para definir el correcto). De entre todos los casos modelados, en la Tabla 16, se muestran los más representativos con el objetivo de mostrar que los rangos de temperatura experimentales previstos, son factibles.

Las condiciones de contorno asumidas para los distintos casos se muestran en la siguiente Tabla 16.

Condiciones de contorno particulares aplicadas a cada caso					
	<i>Caso 1</i>	<i>Caso 2</i>	<i>Caso 3</i>	<i>Caso4</i>	<i>Caso 5</i>
<i>Calentamiento nuclear</i>	<i>0.3 W/g</i>	<i>0.3 W/g</i>	<i>0</i>	<i>1 W/g</i>	<i>1W/g</i>
<i>Calentamiento eléctrico</i>	<i>250 W</i>	<i>0 W</i>	<i>300 W</i>	<i>90 W</i>	<i>0 W</i>
Condiciones de contorno comunes					
<i>Gas refrigerante</i>	<i>0.008 kg/s, 50 °C</i>				
<i>Gas de purga</i>	<i>1.67 E-6 kg/s, 50°C</i>				
<i>Dimensiones de los canales de gas</i>	<i>2 mm para la purga, 1 mm para el refrigerante</i>				

Tabla 16: Resumen de las condiciones de contorno comunes y particulares a cada caso

7.2.3.1 Resultados

Los valores de temperatura obtenidos en las diferentes partes del modelo mostrado se pueden ver en la siguiente Figura 63, desde el centro de la cápsula (LiPb) hacia la pared exterior del compartimento.

Figura 63: Temperatura en las distintas capas, desde el centro de la cápsula (LiPb) hacia la pared exterior del compartimento

En la Figura 63, podemos ver que el rango de temperaturas deseado (300-550°C) se puede alcanzar con una cápsula de 22 mm de diámetro, 2 mm de canal de purga y las condiciones previamente descritas. La necesidad o no de una determinada potencia eléctrica dependerá del calentamiento nuclear en la cápsula que variará desde la cápsula central a las situadas en los bordes del compartimento. Además, una conclusión interesante es que incluso sin calentamiento nuclear en la cápsula, la potencia eléctrica que se necesitaría para obtener 550°C es bastante razonable, unos 300 W. Cuando el calentamiento nuclear es máximo, 1W/g, serían necesarios tan solo 90 W para alcanzar este requisito térmico.

Cabe destacar que en los casos de menor calentamiento térmico, 0.3 W/g, para minimizar la cantidad de potencia eléctrica necesaria (250 W), sería interesante

incrementar el diámetro de la cápsula en aproximadamente 0.5 mm y así reducir de la misma manera el canal de purga. Con esta configuración, tendríamos un tubo experimental que cabría perfectamente en su compartimento de 30 mm de diámetro interno y refrigerado con 1 mm de canal.

Los resultados obtenidos validan los cálculos 1D presentados anteriormente.

7.2.3.1.1 Resultados para el caso 4

El caso 4 explicado con anterioridad, se corresponde con una cápsula localizada en la parte central de la primera fila de tubos, o tubos que digamos, están más cerca de la fuente de neutrones. Puesto que este es el caso más desfavorable para detectar posibles problemas locales, éste se ha analizado en detalle.

7.2.3.1.1.1 Temperatura y velocidad del LiPb

En la siguiente Figura 64, podemos ver los campos de velocidad y temperatura del caso 4.

Detalle: LiPb en el fondo de la cápsula

Figura 64: Temperatura y velocidad del LiPb (convección natural) para el caso 4

Como se puede observar en el detalle mostrado, hay un punto caliente en el fondo de la cápsula donde la temperatura alcanza los 614°C mientras que a temperatura media ronda los 560°C. Este resultado indica que se requiere un cierto aislamiento entre la cápsula y el calentador eléctrico. Así pues, la selección del calentador eléctrico deberá hacerse con riguroso cuidado para minimizar este punto caliente. Se recomiendan simulaciones en detalle de esta zona en el futuro.

En cuanto a las velocidades producidas en el propio LiPb por su convección natural, vemos que ascienden hasta 3 cm/s en algunas zonas centrales. Cerca de las paredes, las velocidades esperadas son del orden de los mm/s lo que sugieren velocidades que, aunque no intencionadamente, podrían ser representativas para los experimentos.

7.2.3.1.1.2 Temperatura de la cápsula, calentador eléctrico y pieza aislante

En la Figura 65, podemos ver los campos de temperatura esperados en la cápsula, calentador eléctrico y pieza aislante.

Figura 65: Izquierda: Campo de temperatura en la cápsula, calentador eléctrico y pieza aislante. Derecha: Campo de temperaturas en la cápsula con mayor detalle de escala.

Las paredes de la cápsula muestran, al igual que en el caso del LiPb, un punto caliente en su pared inferior (620°C). Aunque estos valores no son realmente excesivos, no es deseable tener puntos calientes en esa zona. Para ello, se plantean las siguientes posibles mejoras a implementar en la capsula:

- Aumentar el ancho del canal de purga y así, aumenta el aislamiento y por tanto reducir la potencia eléctrica en aquellos casos cuyas demandas eléctricas son mayores (caso 1 o 4).
- Diseño detallado del calentador eléctrico y su aislante térmico. En el caso de utilizar un calentador de inmersión, este problema estaría resuelto.

Por otro lado, se puede observar que la temperatura de las paredes de la cápsula muestra un perfil muy homogéneo lo que es muy importante para los experimentos de permeación de tritio. En la siguiente Figura 66 se muestra la temperatura a lo largo de una línea vertical, desde la pieza aislante hasta la parte superior de la cápsula. Gracias a la convección natural del LiPb dentro de la cápsula, su temperatura es muy homogénea con gradientes térmicos despreciables.

Distancia desde el centro de la pieza aislante a la parte superior de la cápsula (m)

Figura 66: Gradiente térmico a lo largo de la pared de la cápsula (en rojo, su zona interna; en azul, su zona exterior)

7.2.3.1.1.3 Temperatura del tubo experimental

Los campos de temperatura obtenidos en el tubo experimental se muestran en la Figura 67 y la Figura 68. Se ha obtenido un máximo de 437°C justo en el soporte de la cápsula [54], en el centro del tubo. Sin embargo, la temperatura en la parte exterior del tubo es lo suficientemente baja como para minimizar las pérdidas de tritio al refrigerante y situándose en el rango 90-110°C.

Figura 67: Campo de temperatura en las paredes internas (izquierda) y externas (derecha)

Figura 68: Temperatura en la pared externa del tubo experimental

7.2.3.1.1.4 Temperatura de los compartimentos o contenedor

En la siguiente Figura 69 se muestra la temperatura obtenida en las paredes de un compartimento. Podemos ver que la zona inferior el compartimento estará cercana a la temperatura del refrigerante, 50°C, mientras que las superiores, como consecuencia del calentamiento del refrigerante, se encuentran a aproximadamente 75°C.

Figura 69: Temperatura en las paredes de un compartimento. Izquierda: paredes interiores; Derecha: paredes exteriores

7.2.3.1.1.5 Gas de purga

Como era esperar debido a las bajas velocidades del gas de purga, su caída de presión es despreciable. Tanto los campos de presión como de velocidad están representados en la Figura 70.

Figura 70: Campos de velocidad, presión y temperatura del gas de purga

El gas de purga fluye a 0.1 m/s en el estrecho canal a una temperatura que ronda los 50°C a la entrada del modelo y los 85°C a su salida mientras que, lógicamente, presentará mayores temperaturas alrededor de la cápsula.

7.2.3.1.1.6 Gas de refrigeración

En la siguiente Figura 71 se muestran los campos de velocidad, temperatura y presión en el estrecho canal de refrigeración.

Figura 71: Campos de velocidad, presión y temperatura en el gas de refrigeración

Se puede observar que la velocidad en el canal de refrigeración se incrementa como resultado del calentamiento del fluido. Se obtiene una media de 200 m/s en las zonas de alrededor de la cápsula. La caída de presión en esta zona asciende a los 0.023 MPa mientras que el incremento de temperatura es de alrededor de 15°C.

El coeficiente de transmisión de calor en las paredes de tubo experimental será de 1200 W/m²°C. Este valor será usado en posteriores cálculos térmicos mediante el código ANSYS y que servirán como entrada de los cálculos mecánicos.

7.2.4 Cálculos termohidráulicos de la entrada a la zona experimental del módulo.

Como ya se ha visto con anterioridad, una de las claves de un buen funcionamiento de los tubos experimentales es su correcta refrigeración. Para ello, necesitaremos un flujo constante de helio en cada uno de los compartimentos. Con el siguiente cálculo se pretende demostrar que este requisito se puede conseguir dada la geometría de los compartimentos, y considerando tan solo dos entradas de helio, una para cada 8 compartimentos.

Así, se ha modelado 1/4 de modelo como se puede ver en la parte derecha de la siguiente Figura 72. Este modelo incluye 1/4 de los compartimentos a los que se les ha añadido el colector común inferior, que alimentará a 8 experimentos y el colector común superior que recogerá el fluido una vez calentado.

El cálculo fluidodinámico se ha realizado con el código ANSYS CFX 13 [56] con el objetivo de estudiar si el fluido se distribuye correctamente en cada uno de los 16 compartimentos. Para ello, no se han modelado los metales, solo el helio de refrigeración, sin cargas térmicas.

Figura 72: Geometría correspondiente a 1/4 de la zona central del módulo

Las condiciones de contorno utilizadas para el cálculo se resumen en la siguiente Tabla 17.

	Flujo másico	Presión	Temperatura
Entrada	-	0.3 MPa	Propiedades del helio a 50°C
Salida	0.032 Kg/s (1/4 de modelo, 0.128 Kg/s en el modelo completo)	-	No energía térmica considerada

Tabla 17: Condiciones de contorno

El modelo computacional consiste en una malla no estructurada con 2815927 nodos y zonas prismáticas cerca de las paredes de gran refinamiento con valores de y^+ cercanos a 0.1 en los canales y a 1 en los colectores, [57].

Puesto que el modelo consiste en $\frac{1}{4}$ de la geometría real, se han utilizado condiciones de simetría.

Figura 73: Modelo computacional, $Y^+ = 0.1-1$

El modelo de turbulencia empleado en el cálculo es el mismo que se ha discutido con anterioridad y cuya validación se ha realizado (Apéndice). Este es el modelo “*Shear Stress Model (SST)*” con formulación adicional para la turbulencia en transición (*modelo gamma teta*).

7.2.4.1 Resultados

En la siguiente Figura 74 podemos ver el campo de presión obtenido donde se puede observar una caída de presión de 0.05 MPa. Este valor es el doble del obtenido en cálculos anteriores donde solamente se han incluido 140 mm de la zona de irradiación de los 300 mm totales de la zona central del módulo (donde los canales de paso de helio son de 1 mm). La mayor parte de la caída de presión se dará en esta zona.

Figura 74: Campo de presión

En las siguientes Figura 75 y Figura 76 podemos ver las líneas y el correspondiente campo de velocidad en las tres partes del módulo: En el colector inferior, la zona de irradiación (donde el canal es de 1 mm) y algunos centímetros después de la salida de la zona de irradiación. Aunque se generan algunas zonas de remanso en el colector inferior, el flujo másico en el canal se suficientemente uniforme (con diferencias de solamente el 2%). Así, el uso de un direccionador de flujo no será necesario en esta zona simplificando el diseño y fabricación del módulo y evitando caídas de presión adicionales.

Figura 75: Líneas de corriente

Figura 76: Velocidades en algunas partes del modelo (colector inferior, zona experimental y colector superior)

7.3 ANÁLISIS ESTRUCTURAL

El principal objetivo de estos análisis es el de analizar el comportamiento mecánico de cada uno de los tubos experimentales que contendrá el módulo y así evaluar su protección contra el colapso plástico asumiendo un comportamiento lineal de los materiales.

Los tubos experimentales se irradiarán durante 1 año continuamente alcanzando valores de daño de hasta 12 dpa. Esto provocará una degradación de sus propiedades mecánicas que en principio no es conocida ya que nunca se han realizado experimentos de irradiación de materiales con un flujo neutrónico como el de IFMIF. Así, para tener en cuenta este efecto, se ha optado por seguir las recomendaciones del código de diseño empleado para los componentes de dentro de la vasija del reactor ITER. Este código se llama “*Structural Design Criteria for In Vessel Components*”, [64]. La idea es categorizar los valores de tensiones resultantes de un cálculo elástico y compararlos con los valores máximos recomendados por el código y que garantizan la protección frente al colapso plástico. Los valores máximos recomendados por el código dependerán, además, de la temperatura de trabajo, y del número de dpa del material irradiado.

Este código categoriza las tensiones en:

- Tensión general de membrana primaria, P_m : La tensión general de membrana primaria es la media obtenida en el espesor del valor del tensor de tensiones primario.
- Tensión de flexión primaria, P_b : La tensión de flexión primaria designa a la tensión linealmente distribuida a través del espesor que tiene el mismo momento que la tensión primaria.
- Tensión de membrana local primaria, P_L : La tensión de membrana local primaria se define como una tensión de membrana adicional que está causada por cargas mecánicas aplicadas en una gran discontinuidad estructural o simplemente por la presencia en la estructura de una gran discontinuidad estructural.
- Tensiones secundarias, Q : Las tensiones secundarias son la porción de la tensión total (menos las tensiones pico), que pueden relajarse como resultado de una deformación permanente de pequeña escala.

Para cada uno de estos tipos de tensiones, el código da un valor máximo. Para poder aplicar correctamente el código, debemos primero clasificar las tensiones obtenidas en los cálculos mecánicos por elementos finitos.

Para ello, se hace uso del concepto de línea de clasificación de tensiones. Estas líneas, se definen como:

- Lejos de discontinuidades, es la línea perpendicular a la superficie media de la estructura.
- Cerca de discontinuidades, es el segmento más corto que une los dos lados de una pared.

A lo largo de esta línea, las tensiones se linealizan y clasifican en sus diferentes componentes [64].

Figura 77: Líneas de clasificación de tensiones

Para realizar el presente análisis, se han asumido propiedades de un material no irradiado y un comportamiento lineal de los materiales. La justificación radica en que las curvas tensión-deformación para materiales irradiados muestran una pendiente similar a la del material no irradiado, [65]. Así, se han considerado las propiedades de un material no irradiado y su degradación, debido a la irradiación, se tendrá en cuenta a través de la comparación con valores límites correspondientes recomendados por el código SDC-IC.

7.3.1 Modelo de cálculo

Se ha hecho un modelo tridimensional de un tubo y su cápsula interior mediante el código de simulación ANSYS estructural versión 13.0. Se han considerado las dimensiones mostradas en la sección 7. La geometría usada se muestra en la siguiente Figura 78.

Figura 78: Geometría del conjunto tubo-cápsula

Cabe mencionar que en el futuro, con el diseño detallado del contenedor, la longitud del tubo podría variar. Sin embargo, la idea es dimensionar las zonas más significativas y analizar su comportamiento debido, sobre todo, a los gradientes térmicos que se presentan en la zona de irradiación. En cualquier caso, los cambios esperados no se esperan muy significativos.

El modelo de cálculo consiste en cinco dominios para representar todas las piezas que conforman el conjunto y sus correspondientes materiales. Así, los soportes y el tubo se han considerado de acero SS316-LN, la cápsula de EUROFER y el aislante de MACOR.

Las propiedades de estos materiales usadas en el presente cálculo se han obtenido de [66] para el SS316-LN, [69] para el EUROFER y [62] para el MACOR.

La siguiente Figura 79 muestra los diferentes dominios usados en los cálculos mecánicos.

Figura 79: Diferentes elementos del conjunto tubo-cápsula

El modelo ha sido mallado con una malla tetraédrica que consiste en 580.000 nodos y que se puede ver en la siguiente figura:

Figura 80: Malla de cálculo del conjunto tubo-cápsula

Como se puede ver, este modelo es más completo que el modelo de CFX presentado en la sección 7.2 (termohidráulica) utilizado no sólo para analizar el comportamiento térmico de la cápsula sino también para obtener el coeficiente de transmisión de calor del refrigerante. Con el mencionado modelo de CFX se ha modelado la turbulencia con un modelo previamente validado por lo que el coeficiente de transmisión de calor obtenido es muy preciso. Así, en lugar de aplicar las condiciones de temperatura calculadas con el modelo de CFX al presente modelo mecánico, en el que habría que hacer extrapolaciones, se ha realizado un paso previo que consiste en un análisis térmico mediante el código ANSYS con el modelo completo del conjunto tubo-cápsula pero empleando el coeficiente de transmisión de calor obtenido en la sección 7.2. Las condiciones de contorno de ambos cálculos, así como las hipótesis empleadas, se discuten en la siguiente sección.

7.3.2 Condiciones de contorno

Para el análisis térmico con ANSYS se ha modelado, además de los dominios antes mencionados, el gas de purga, con el objetivo de simular la transferencia de calor por conducción a través del helio. Sin embargo, con este modelo se desprecia la transferencia de calor por convección en el gas de purga, pero ya se ha visto en el cálculo anterior que se puede despreciar dada la baja velocidad a la que circulará el gas. Por el contrario, la transferencia de calor por radiación sí se ha tenido en cuenta en este caso, aunque como también se ha comentado, su efecto será prácticamente despreciable. Para ello, se ha supuesto que las superficies de la cápsula y el tubo tienen un coeficiente de emisividad de 0.3. Todos los contactos entre las superficies se han considerado perfectos y el calor nuclear y eléctrico considerados, equivalente al empleado en el cálculo de CFX, en el caso más extremo. Esto es, cuando los experimentos se realizan a 550°C. Así, las condiciones de contorno empleadas se muestran en la siguiente Figura 81:

Figura 81: Condiciones de contorno aplicadas en el cálculo térmico del conjunto tubo-cápsula

Cabe resaltar que, además de las propiedades de los materiales mencionados con anterioridad, para este paso térmico previo, ha sido necesario considerar además las propiedades del helio, LiPb y el calentador eléctrico obtenidas de [60], [67] y [59] respectivamente.

El resultado de este cálculo, mostrado en la Figura 82, constituye la carga térmica empleada en el cálculo estructural. Ésta, así aplicada, constituye una condición de contorno conservadora de cara al cálculo estructural.

Figura 82: Distribución de temperatura aplicada como condición inicial en el cálculo estructural

Una vez tenemos definidas las cargas térmicas que actuarán sobre el conjunto tubo-cápsula, pasemos a analizar el resto de condiciones de contorno del cálculo mecánico.

Las condiciones de contorno utilizadas en el cálculo mecánico se muestran en la Figura 81 y se explican a continuación:

- Soporte A: En esta zona el tubo estará soldado a la parte baja del contenedor y se ha supuesto totalmente fijo en todas las direcciones.
- Soporte B: Esta zona representa el contacto entre el contenedor y la parte superior de la tubería de purga que también irá soldada. Puesto que en el futuro se tendrá que considerar cierta flexibilidad en esta zona (por ejemplo, un trozo de tubería en forma de fuelle), se ha permitido el desplazamiento en la dirección vertical. Las otras dos direcciones serán fijas.
- Soporte C: El contacto entre la cápsula y el tubo se ha modelado mediante un contacto friccional entre las caras en contacto. El coeficiente de fricción considerado es de 0.15.

Figura 83: Contactos y restricciones consideradas en el cálculo

El resto de contactos entre las diferentes superficies se han considerado perfectamente soldadas de manera que las tensiones puedan ser transmitidas convenientemente. Como ya se ha comentado, el soporte superior de la cápsula actúa como mero posicionador de manera que no se ha considerado ningún contacto entre éste y el tubo.

En cuanto a las cargas mecánicas, la carga principal será la presión del gas de purga y de refrigeración así como la presión que los gases de transmutación generados en el LiPb ejercerán sobre la cápsula.

Así, la cápsula soportará una presión interna de 0.8 MPa además de la presión hidrostática por la columna de LiPb. La presión sobre las paredes externas, debida al gas de purga, será de 0.3 MPa. Sobre las paredes del tubo no se ha aplicado ninguna presión ya que, tanto en su pared interna como externa actuará la misma presión de valor 0.3 MPa.

Los pesos muertos de todos los componentes han sido, además, considerados.

7.3.3 Resultados

A continuación, se presentan los resultados provenientes de la simulación mecánica considerando todas las condiciones de contorno comentadas anteriormente. Los resultados obtenidos se compararán con los límites de diseño apropiados (del código

SDC-IC, [64]). Para obtener estos límites, se ha considerado una temperatura de trabajo del SS316-LN de 125°C y condiciones de irradiación por encima de 7 dpa. Así, según el código, los límites obtenidos son:

- Tensión general de membrana primaria, $P_m < S_m = 147 \text{ MPa}$.
- Tensión general de membrana primaria más la tensión de flexión primaria, $P_m + P_b < k_{\text{eff,rect}} \cdot S_m = 194 \text{ MPa}$.
- Tensión de membrana local primaria, $P_L < k_{\text{eff,rect}} \cdot S_m = 194 \text{ MPa}$.
- Tensiones primarias más tensiones secundarias, $P_m(P_L) + P_b + Q < S_e = 235 \text{ MPa}$.

Para el EUROFER, el código SDC-IC no presenta datos. Así, los límites de diseño aplicables a la cápsula se han obtenido de [69] considerando una temperatura de 550°C y condiciones de irradiación por encima de 7 dpa:

- Tensión general de membrana primaria, $P_m < S_m = 125 \text{ MPa}$.
- Tensión general de membrana primaria más la tensión de flexión primaria, $P_m + P_b < k_{\text{eff,rect}} \cdot S_m = 165 \text{ MPa}$.
- Tensión de membrana local primaria, $P_L < k_{\text{eff,rect}} \cdot S_m = 165 \text{ MPa}$.

En cuanto a las tensiones primarias más secundarias, no se ha encontrado un valor fiable para el límite de diseño en este material en la bibliografía por lo que no se ha podido evaluar esta condición.

En la Figura 84 y Figura 85 se representan la distribución de tensiones de Von-Mises en el tubo y la cápsula respectivamente donde se pueden observar los valores máximos que corresponden con las zonas más conflictivas. Para la cápsula, estos valores se concentran en el fondo de la cápsula, donde se producirán las mayores temperaturas. Para el tubo, estos valores se concentran en la zona de unión del tubo con el soporte interior (también la zona de mayor temperatura).

Figura 84: Tensiones de Von-Misses en el tubo

Figura 85: Tensiones de Von-Misses en la cápsula

Para poder comparar adecuadamente estos valores con los límites antes expuestos, se ha procedido a la linearización de tensiones por medio de las líneas de clasificación que se muestran en la Figura 86 y que se corresponden con las zonas más problemáticas.

Figura 86: Líneas de soporte para la linearización de tensiones en secciones críticas

Las tensiones mostradas en la figura anterior y ya clasificadas como membrana, flexión y secundarias se muestran en la Tabla 18 para cada una de las líneas y comparadas con los límites de diseño de cada material.

	SS316-LN					EUROFER 97		
Línea	1	2	3	4	Límite	5	6	Límite
P_m	---	---	---	---	147	3.9	---	125
P_L	55.4	18.6	30.5	100.0	194	---	79.9	165
$P_m(P_L)+P_b$	72.7	18.6	41.2	111.3	194	19.3	---	165
$P_m(P_L)+P_b+Q$	---	---	---	---	235	---	173.4	Sin datos

Tabla 18: Verificación de tensiones (MPa)

En todas las líneas críticas analizadas las tensiones obtenidas están por debajo de los límites aconsejados por el código. Para el caso particular de tensión secundaria obtenida en la cápsula de EUROFER no tenemos datos en la bibliografía. Sin embargo, el valor obtenido es muy bajo lo que ofrece garantías frente al colapso.

7.4 ASPECTOS DE SEGURIDAD NUCLEAR

Los objetivos de seguridad de IFMIF se basan en principios básicos de alcance internacional como:

- El principio reflejado en las siglas **ALARA** (*"As Low As Reasonably Achievable"* en inglés o "tan bajo como sea razonablemente posible" en español) cuyo objetivo es limitar las dosis en el personal. En IFMIF, esto se consigue mediante el triple objetivo de:
 - Limitar el tiempo de operaciones y la distancia a la fuente mediante el uso de herramientas de manipulación remota. Así, todos los equipos de IFMIF, incluido el módulo, tendrán que ser diseñados para facilitar dichas operaciones.
 - Blindaje adecuado. IFMIF está siendo diseñado con el suficiente blindaje para poder tener zonas verdes alrededor de la celda caliente. El módulo, una vez irradiado, se introducirá en un recipiente metálico para su transporte y así evitar contaminación de las zonas de paso.

Figura 87: Medios para ser optimizados según el principio ALARA

- La defensa en profundidad (*"defense in depth"*, en inglés) cuyo objetivo es establecer "capas" sucesivas para evitar la ocurrencia del accidente y asumir que aun así éste puede ocurrir y debe preverse la forma de mitigarlo.

Figura 88: Principio de defensa en profundidad

En las siguientes secciones se presentan una serie de cálculos y estudios realizados para primero identificar y segundo evaluar cuales son los riesgos asociados a la operación del módulo propuesto.

Para ello, se ha realizado:

- Estudio de los riesgos asociados al uso de metales líquidos y el tritio.
- Evaluación preliminar de los riesgos radiológicos asociados a la activación de materiales en el módulo y el calor residual en el módulo después de la irradiación.
- Evaluación de un escenario de pérdida de refrigerante.

7.4.1 Riesgos asociados al LiPb y tritio

7.4.1.1 Características del LiPb

La aleación eutéctica litio plomo ($17\text{Li}-83\text{Pb}$), con un punto de fusión de 507K , reacciona con el aire, el nitrógeno, dióxido de carbono, hormigón, vapor y agua. Esto implica que el litio plomo debe ser usado con precaución a pesar de que las mencionadas interacciones sean menos reactivas de las del litio líquido puro en cuanto a generación de calor, consumo de material, emisión de aerosoles y probabilidad de fuego.

Investigaciones previas y experimentos [70] muestran que las aleaciones LiPb con aire emitieron calor y aerosoles. Con el hormigón, la reacción dominante es con el agua presente y el contenido de litio puro de la aleación. En contacto con el agua o vapor (y por tanto también hormigón), se generará hidrógeno cuya emisión deberá ser particularmente controlada.

A pesar de que la reactividad de la aleación eutéctica venga marcada por su contenido en litio, su contenido en plomo proporciona una de las mayores preocupaciones, que son sus productos de activación una vez irradiado. La presencia de Pb deriva en la producción de Po-210 (principalmente a partir de la captura neutrónica de Bi-209 creado por la irradiación o presente como impureza, formando Bi-210). El polonio se puede encontrar en la aleación irradiada en forma de PbPo (poloniuro de plomo). El Po-210 es un metal volátil de extremadamente alta radiotoxicidad, emisor α y con un periodo medio de semidesintegración de 138 días. El límite anual de ingesta por el

público es de solamente $1 \cdot 10^4 \text{ Bq}$ siendo su dosis específica de $3 \cdot 10^{-6} \text{ Sv/Bq}$ [71][72] [73]. Esta consideración deberá ser tomada en cuenta a la hora de abrir las cápsulas irradiadas para su examinación.

Otro radionucleido, importante debido a su potencial de emisiones a alta temperatura es el Hg-203. El mercurio 203 es un emisor β - γ (periodo de semidesintegración de 46.59 días) cuya dosis específica es de $2,3 \cdot 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ y el límite de ingestión anual $9.14 \cdot 10^6 \text{ Bq}$, [72] [73].

Los valores de concentración derivada en aire o CDA (del inglés “*derived air concentration, DAC*”) alcanzan los 3 Bq/m^3 para el Po-210 y $1 \cdot 10^4 \text{ Bq/m}^3$ para el Hg-203 [73],[74]. Éste se define como el límite derivado de la concentración de la actividad en el aire de un radionucleido específico, calculado de tal forma que un trabajador típico que respire el aire con una contaminación constante en la CDA mientras realiza una actividad física ligera durante un año de trabajo, recibiría el límite anual de incorporación para el radionucleido en cuestión.

Por último, y no por ello menos importante, recordar que en las cápsulas de LiPb se generará tritio que, por otro lado, es uno de los objetivos fundamentales del módulo como ya se ha mencionado. En la siguiente sección se tratará la problemática asociada al tritio detalladamente.

7.4.1.2 Características del tritio

El tritio es un isótopo radiactivo del hidrógeno caracterizado por la emisión de partículas β con un periodo de semidesintegración de 12.3 años. Como tal, el tritio penetra en los tejidos humanos solamente unas pocas micras de modo que el tritio afectará a los seres humanos solamente cuando éste es ingerido o inhalado. El tritio que será emitido por el presente módulo de irradiación lo hará en su forma molecular T_2 . Sus moléculas se disociarán y recombinarán en contacto con la atmósfera en forma de diferentes compuestos, como por ejemplo, [73]:

- Como hidrógeno: HT, DT ($1.8 \cdot 10^{-15} \text{ Sv/Bq}$)
- Como agua: HTO, DTO, T_2O ($1.8 \cdot 10^{-11} \text{ Sv/Bq}$)
- Como metano: CH_3T ($1.8 \cdot 10^{-13} \text{ Sv/Bq}$)

Los valores de concentración derivada en aire alcanzan los $5 \cdot 10^5 \text{ Bq/m}^3$ como agua tritiada y $5 \cdot 10^9 \text{ Bq/m}^3$ como gas, [73].

El comportamiento que cada compuesto de tritio tiene es muy diferente. En contacto con materia orgánica (plantas, animales), el tritio se transforma en otra forma química llamada tritio unido orgánicamente.

De este modo, a la hora de calcular dosis por tritio, se debería tener en cuenta la conversión del HT en HTO y finalmente OBT (del inglés, “*organically bonded tritium*”). El HT se convierte en HTO en la atmósfera lentamente pero cuando éste es depositado en el suelo, rápidamente se convierte en HTO. Estas consideraciones, junto con las hipótesis medioambientales son cruciales a la hora de calcular en detalle las dosis por tritio.

En el módulo objeto de esta tesis, tal cual es presentado, se formarán entre 0.004 y 0.08 gramos de tritio al año que corresponderían a 38-765 Ci/año respectivamente (sección 7.1). Esta cantidad es relativamente pequeña si la comparamos con la cantidad global de tritio que se generará en la instalación IFMIF debido al lazo de litio (donde se generaran alrededor de 7 gr/ año [5]). Los valores mínimos y máximos mencionados vienen de considerar el modulo en diferentes posiciones (más cerca del módulo del alto flujo, o con un moderador de por medio). Además, se han considerado 16 cápsulas de 15.7 cm³ cada una de acuerdo con la descripción anterior del módulo. Cabe mencionar que el quemado de Li-6 en las cápsulas durante un año de irradiación se puede considerar despreciable.

7.4.2 Activación neutrónica del módulo

7.4.2.1 Activación

La activación neutrónica del módulo se ha calculado por medio del código ACAB, diseñado para realizar cálculos de activación y transmutación para aplicaciones nucleares [75].

El código ACAB proporciona concentraciones isotópicas en función del tiempo después de la parada. Para esas concentraciones, ACAB es capaz de generar la actividad de los diferentes radionucleidos, el calor residual, espectros de decaimiento gammas o dosis de contacto entre otras magnitudes.

Para estos cálculos, se ha considerado que nuestro módulo se sitúa directamente detrás del módulo de alto flujo de IFMIF. Así, se obtendrán los valores envolventes de todas las posibles localizaciones del módulo. Para realizar este ejercicio se ha considerado un espectro medio de la zona más irradiada, Figura 89 (-12cm, 12cm). Este dato, como ya se ha mencionado, se ha obtenido de los cálculos neutrónicos realizados asociados a este trabajo y las tareas de IFMIF en el CIEMAT, [50][51],[52], Figura 89. Para el caso particular del litio plomo, el espectro neutrónico que se ha usado corresponde a una media de las 16 cápsulas. Cabe mencionar que entre las diferentes cápsulas se obtienen diferencias de hasta un 25%, [51].

Figura 89: Metodología para el cálculo de activación del módulo: El espectro entrada de ACAB ha sido calculado, en CIEMAT, mediante McDelicious para la zona más irradiada del módulo cuando este se sitúa justo detrás del módulo de alto flujo

Así, una vez conocido el espectro neutrónico medio de la zona de interés, se han calculado los valores de radioactividad y dosis de contacto con ACAB después de un año de irradiación. Los análisis se han realizado usando la librería de datos nucleares EAF-2007 [76]. La composición de los materiales del módulo (SS316-LN, EUROFER y LiPb), incluyendo impurezas, se han obtenido de [77] y [78]. Además, a pesar de que las cantidades de materiales cerámicos en las cápsulas que forman parte de muestras o recubrimientos son despreciables, también se han obtenido los valores de activación en los compuestos Al_2O_3 , MgO y CaO .

Así, en las siguientes secciones se muestran los valores de radioactividad en Bq/kg para cada uno de los principales materiales del módulo. Los resultados de este estudio, ampliados, se pueden ver en [79].

7.4.2.1.1 Aceros

En las siguientes Figura 90 y Figura 91 se muestra la evolución con el tiempo de la radioactividad total y desglosada por radioisótopo después de un año de irradiación.

Figura 90: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos del acero SS316-LN después de un año completo de irradiación

Figura 91: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos de EUROFER después de un año completo de irradiación

En las siguientes Tabla 19 y Tabla 20 se muestran las listas de radioisótopos que proporcionan una contribución dominante (más del 0.5%) a los valores totales de radioactividad. Los valores se muestran justo después de parada, 8 horas, 1 día, 30 días y 1 año después.

Radioisótopos	Parada	8 horas	1 día	30 días	1año
V 49 ($T_{1/2} = 329$ d)	X	0.53	0.57	0.71	0.89
V 52 ($T_{1/2} = 3.7$ m)	3.07	X	X	X	X
CR 51 ($T_{1/2} = 27.7025$ d)	17.59	23.24	24.41	15.73	X
MN 54 ($T_{1/2} = 312.12$ d)	8.13	10.83	11.54	14.4	17.41
MN 56 ($T_{1/2} = 2.5789$ h)	15.22	1.76	X	X	X
FE 53 ($T_{1/2} = 8.51$ m)	0.75	X	X	X	X
FE 55 ($T_{1/2} = 2.737$ y)	16.88	22.51	24	31.3	63.11
CO 56 ($T_{1/2} = 77.283$ d)	X	0.6	0.64	0.66	15.51
CO 57 ($T_{1/2} = 271.74$ d)	8.16	10.88	11.59	14.33	2.13
CO 58 ($T_{1/2} = 70.86$ d)	15.68	20.86	22.13	22.19	0.57
CO 58M ($T_{1/2} = 9.04$ h)	7.42	4.87	1.63	X	X
CO 60M ($T_{1/2} = 10.467$ m)	0.61	X	X	X	X
NI 57 ($T_{1/2} = 35.60$ h)	1.08	1.21	0.97	X	X
MO 99 ($T_{1/2} = 2.7489$ d)	0.6	0.73	0.67	X	X
TC 99M ($T_{1/2} = 6.0058$ h)	0.53	0.68	0.64	X	X
Porcentaje total	95.72	98.7	98.79	99.32	99.62
Radioactividad (Bg/kg)	9.88E+13	7.41E+13	6.94E+13	5.22E+13	2.05E+13

Tabla 19: Lista de radioisótopos que dan una contribución dominante a los valores de actividad en el SS316-LN (para la zona más irradiada)

Radioisótopos	Parada	8 horas	1 día	30 días	1año
V 49 ($T_{1/2} = 329$ d)	X	X	0.5	0.56	X
V 52 ($T_{1/2} = 3.7$ m)	2.43	X	X	X	X
CR 51 ($T_{1/2} = 27.7025$ d)	15.01	22.34	23.06	13.3	X
MN 54 ($T_{1/2} = 312.12$ d)	13.1	19.67	20.59	23	18.42
MN 56 ($T_{1/2} = 2.5789$ h)	29.33	3.83	X	X	X
FE 53 ($T_{1/2} = 8.51$ m)	1.44	X	X	X	X
FE 55 ($T_{1/2} = 2.737$ y)	32.76	49.22	51.57	60.21	80.44
TA182 ($T_{1/2} = 114.43$ d)	X	0.53	0.56	0.56	X
W181 ($T_{1/2} = 121.2$ d)	0.64	0.96	1	1.01	X
W185 ($T_{1/2} = 75.1$ d)	0.73	1.09	1.14	1.04	X
W187 ($T_{1/2} = 23.72$ h)	0.82	1.09	0.65	X	X
Porcentaje total	96.26	98.73	99.07	99.68	98.86
Radioactividad (Bg/kg)	6.76E+13	4.50E+13	4.29E+13	3.60E+13	2.14E+13

Tabla 20: Lista de radioisótopos que dan una contribución dominante a los valores de actividad en el EUROFER (para la zona más irradiada)

Justo después de un día tras la parada, el principal radioisótopo presente en el EUROFER será el Fe-55 seguido de Cr-51 y Mn-54. En el caso del SS316-LN, además, también se producirán otros radioisótopos como el Co-56, Co-57 y V-49.

Después de un año tras la parada, el principal radioisótopo en el EUROFER seguirá siendo el Fe-55 seguido de Mn-54. En SS316-LN, además de estos dos radioisótopos, se espera la contribución del Co-56, Co-57 y Co-58 aunque en menor medida. Como ya se verá en la siguiente sección, el Co-60 (isótopo de larga vida, 5.27 años), contribuirá en gran medida a las dosis de contacto.

7.4.2.1.2 Aleación eutéctica LiPb

La Figura 92 muestra la evolución con el tiempo de la radioactividad total y desglosada por radioisótopo después de un año de irradiación. En la Tabla 21 se muestran las listas de radioisótopos que proporcionan una contribución dominante a los valores totales de radioactividad. Los valores se muestran justo después de parada, 8 horas, 1 día, 30 días y 1 año después.

Figura 92: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos de la aleación LiPb después de un año completo de irradiación

Radioisótopos	Parada	8 horas	1 día	30 días	1 año
H 3 ($T_{1/2} = 12.32y$)	6.11	53.41	59.37	97.22	99.08
HE 6 ($T_{1/2} = 806.7 ms$)	0.51	X	X	X	X
SN117M ($T_{1/2} = 13.76 d$)	X	0.3	0.33	0.12	X
SN119M ($T_{1/2} = 293.1 d$)	X	0.18	0.2	0.31	0.15
TA182 ($T_{1/2} = 11443 d$)	X	0.11	0.12	0.17	X
HG203 ($T_{1/2} = 46.595 d$)	0.1	0.87	0.96	1.02	X
HG205 ($T_{1/2} = 5.14 m$)	0.16	X	X	X	X
TL200 ($T_{1/2} = 26.1 h$)	X	0.26	0.25	X	X
TL201 ($T_{1/2} = 72.912 h$)	0.19	1.63	1.64	X	X
TL202 ($T_{1/2} = 12.23 d$)	X	0.47	0.51	0.16	X
TL204 ($T_{1/2} = 3.78 y$)	X	0.37	0.41	0.67	0.61
TL206 ($T_{1/2} = 4.2 m$)	0.92	X	X	X	X
TL207 ($T_{1/2} = 4.77 m$)	0.82	X	X	X	X
TL207M ($T_{1/2} = 1.33 s$)	0.45	X	X	X	X
TL208 ($T_{1/2} = 3.053 m$)	0.31	X	X	X	X
PB200 ($T_{1/2} = 21.5 h$)	X	0.2	0.13	X	X
PB201 ($T_{1/2} = 9.33 h$)	0.18	0.89	0.3	X	X
PB202 ($T_{1/2} = 52.5E3 y$)	X	X	X	X	X
PB202M ($T_{1/2} = 3.53 h$)	0.29	0.54	X	X	X
PB203 ($T_{1/2} = 51.92 h$)	5.02	39.48	35.44	X	X
PB203M ($T_{1/2} = 6.21 s$)	2.49	X	X	X	X
PB204M ($T_{1/2} = 1.14 h$)	4.57	0.29	X	X	X
PB205 ($T_{1/2} = 1.73E7 y$)	X	X	X	X	X
PB207M ($T_{1/2} = 0.806 s$)	77	X	X	X	X
PB209 ($T_{1/2} = 3.253 h$)	0.42	0.67	X	X	X
Porcentaje total	99.54	99.67	99.66	99.67	99.84
Radioactividad (Bg/kg)	5.44479E+13	6.2271E+12	5.6021E+12	3.4063E+12	3.174E+12

Tabla 21: Lista de radioisótopos que dan una contribución dominante a los valores de actividad en el LiPb (media de la zona central)

La actividad total del LiPb decaerá un orden de magnitud en los primeros segundos después de la parada, principalmente por el decaimiento del Pb-207M. Después, el tritio ($3.3 E12$ Bq/Kg) dominará la activación del LiPb hasta los 1000 años. Esto es $8.25E12$ Bq en un año de irradiación en las 16 capsulas experimentales. Este valor, como es lógico, está situado entre los valores estimados en la sección 7.1 en la que los valores se habían estimado a partir de tasas de generación en las cápsulas más y menos irradiadas.

Aunque las cantidades de Po-210 y Hg-203 son muy pequeñas (menor que el 0.5% del total de la radioactividad) su toxicidad, como ya se ha comentado previamente, es muy alta. Así, las cantidades generadas de estos radionucleidos, junto con el tritio, se resumen en la siguiente Figura 93:

Figura 93: Actividad de T, Hg-203 y Po-210

De los cálculos presentados, se obtiene una producción de $5.3 \cdot 10^7$ Bq/Kg de Po-210 en un año de irradiación en las cápsulas experimentales. Cabe mencionar que el Po-210 se puede generar, además, mediante reacciones nucleares producidas por partículas cargadas secundarias que vendrían de las reacciones primarias como protones, deuterones, etc. Este hecho no se ha tenido en cuenta en el caso anterior. Gracias a un módulo especial de ACAB generado durante el transcurso de esta tesis (suficiencia investigadora) se ha podido tener en cuenta este efecto. Así, las siguientes reacciones han sido añadidas al código ACAB:

Código	Reacción
9001	<i>P, N-g</i>
9002	<i>P, 2N-g</i>
9003	<i>D, N-g</i>
9004	<i>D, 2N-g</i>
9005	<i>T, N-g</i>

9006	<i>T, 2N-g</i>
9007	<i>H, N-g</i>
9008	<i>H, 2N,g</i>
9009	<i>A, N-g</i>
9010	<i>A, 2N-g</i>

Tabla 22: Reacciones por partículas cargadas consideradas en el cálculo ACAB

Esta estimación ha mostrado un incremento de un 10% de Po-210. Considerando que tenemos 2.5 Kg de LiPb en las 16 cápsulas, y el efecto de las partículas cargadas tendremos un total $1.5 \cdot 10^8$ Bq de Po-210 en un año de irradiación.

7.4.2.1.3 Materiales cerámicos

En los materiales cerámicos que servirán como recubrimientos a las cápsulas de irradiación, a modo de comparativa, también se han calculado sus principales radioisótopos a pesar de que las cantidades de material en este caso serán mínimas. Sin embargo, es interesante conocer qué tipo de radionucleidos estarán presentes en las cápsulas antes de su manipulación y posterior almacenamiento. Los valores para Al_2O_3 , CaO y MgO se muestran en las siguientes figuras.

Figura 94: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos en Al_2O_3 después de un año completo de irradiación

Figura 95: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos en CaO después de un año completo de irradiación

Figura 96: Actividad total y parcial de los principales radioisótopos en MgO después de un año completo de irradiación

7.4.2.2 Dosis de contacto

La dosis de contacto proporcionada por ACAB es una aproximación que asume una distribución constante de actividad a través de un bloque semi-infinito de material. Esta aproximación proporciona información útil para investigar los nucleidos dominantes y los caminos de desintegración responsables de las dosis. Además, nos proporcionará una idea del tipo de manipulación que será necesaria a la hora de desmontar el módulo y extraer las cápsulas experimentales, [84]. Así, en este caso, los valores se presentan solamente para acero y LiPb.

7.4.2.2.1 Aceros

En las siguientes tablas se pueden ver las dosis de contacto para los aceros presentes en el módulo (SS316-LN y EUROFER).

En el SS316-LN, los valores disminuyen en un orden de magnitud desde la parada (17110 Sv/h) hasta un año después, alcanzando valores del orden de los 1000 Sv/h. Los valores después de 1 día y hasta 30 después de la parada son interesantes puesto que será en ese rango de tiempo cuando los módulos serán extraídos para la recuperación de las muestras experimentales. Después de 1 día, la zona más irradiada del módulo tendrá unas dosis de contacto de 7017 Sv/h.

En cuanto a las dosis debidas a las cápsulas de EUROFER, justo después de la parada, los valores son más elevados que el caso del SS316-LN aunque éstos disminuyen más rápidamente. En este caso, al cabo de 1 día de parada tendremos 2269 Sv/h, magnitud que, aunque ligeramente inferior al caso del SS316-LN, es suficientemente importante como para que el uso de manipulación remota sea necesario.

Los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto están reflejados en rojo en la Tabla 23 y Tabla 24 para SS316-LN y EUROFER, respectivamente.

Radioisótopos	Parada	8 horas	1 día	30 días	1año
NA 24 ($T_{1/2} = 14.95\text{h}$)	1.12	1.59	0.90	X	X
V 48 ($T_{1/2} = 15.9\text{ d}$)	X	0.53	0.58	X	X
V 52 ($T_{1/2} = 3.7\text{ m}$)	7.54	X	X	X	X
CR 51 ($T_{1/2} = 27.7\text{ d}$)	0.54	1.15	1.28	X	X
MN 52 ($T_{1/2} = 5.59\text{ d}$)	0.77	1.60	1.67	X	X
MN 54 ($T_{1/2} = 312.12\text{ d}$)	10.30	22.26	25.07	32.08	76.31
MN 56 ($T_{1/2} = 2.57\text{ h}$)	43.99	8.27	X	X	X
FE 53 ($T_{1/2} = 8.51\text{ m}$)	1.05	X	X	X	X
FE 53M ($T_{1/2} = 2.526\text{ m}$)	1.15	X	X	X	X
CO 56 ($T_{1/2} = 77.23\text{ d}$)	2.78	5.99	6.71	7.07	1.76
CO 57 ($T_{1/2} = 271.74\text{ d}$)	X	0.92	1.04	1.31	2.80
CO 58 ($T_{1/2} = 70.86\text{ d}$)	22.46	48.45	54.34	55.88	10.56
CO 60 ($T_{1/2} = 1925.28\text{ d}$)	0.56	1.21	1.36	1.84	8.16
NI 57 ($T_{1/2} = 35.60\text{ h}$)	3.35	6.08	5.14	X	X
Porcentaje total	95.61	98.05	97.09	98.18	99.59
Dosis de contacto (Sv/h)	17110	7911	7017	5140	1027

Tabla 23: Lista de los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto en SS316-LN

Radioisótopos	Parada	8 horas	1 día	30 días	1 año
V 48 ($T_{1/2} = 15.9 \text{ d}$)	X	0.69	0.93	X	X
V 52 ($T_{1/2} = 3.7 \text{ m}$)	5.11	X	X	X	X
CR 51 ($T_{1/2} = 27.7 \text{ d}$)	X	1.64	2.24	1.29	X
MN 52 ($T_{1/2} = 5.59 \text{ d}$)	1.25	5.08	6.51	X	X
MN 54 ($T_{1/2} = 312.12 \text{ d}$)	14.21	60.60	83.69	93.73	98.37
MN 56 ($T_{1/2} = 2.57 \text{ h}$)	72.62	26.93	0.68	X	X
FE 53 ($T_{1/2} = 8.51 \text{ m}$)	1.72	X	X	X	X
FE 53M ($T_{1/2} = 2.526 \text{ m}$)	1.90	X	X	X	X
TA182 ($T_{1/2} = 114.43 \text{ d}$)	0.59	2.53	3.49	3.50	1.02
W187 ($T_{1/2} = 23.72 \text{ h}$)	X	1.24	1.12	X	X
Porcentaje total	97.4	98.71	98.66	98.52	99.39
Dosis de contacto (Sv/h)	13390	3137	2269	1899	860.1

Tabla 24: Lista de los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto en EUROFER

7.4.2.2.2 Aleación eutéctica LiPb

Los valores relacionados con el LiPb están reflejados en la Tabla 25. Después de 3 segundos, las dosis de contacto se reducen 3 órdenes de magnitud (de 13190Sv/h a 51Sv/h). En los siguientes 30 días se reduciría otro orden de magnitud. Después de un año, la dosis de contacto es de 0.93 Sv/h. Los mayores responsables son el Na-22 y el Ta-182.

Radioisótopos	Parada	8 horas	1 día	30 días	1 año
NA 22 ($T_{1/2} = 2.6027$ y)	X	1.69	3.4	26.38	70.79
NA 24 ($T_{1/2} = 14.951$ h)	X	1.56	1.49	X	X
MN 54 ($T_{1/2} = 312.12$ d)	X	0.11	0.21	1.57	2.56
CO 56 ($T_{1/2} = 77.283$ d)	X	X	0.13	0.79	0.13
CO 58 ($T_{1/2} = 70.86$ d)	X	0.47	0.93	5.58	0.72
CO60 ($T_{1/2} = 1925.28$ d)	X	X	X	0.2	0.6
IN113M ($T_{1/2} = 99.476$ m)	X	X	X	0.45	0.21
SN117M ($T_{1/2} = 13.76$ d)	X	X	X	0.13	X
SN123 ($T_{1/2} = 129.2$ d)	X	X	X	0.15	X
SB125 ($T_{1/2} = 2.7586$ y)	X	X	X	0.19	0.53
TA182 ($T_{1/2} = 114.43$ d)	X	3.78	7.55	50.28	22.74
HG203 ($T_{1/2} = 46.595$ d)	X	0.56	1.11	5.7	0.13
TL200 ($T_{1/2} = 26.1$ h)	X	7.12	12.26	X	X
TL202 ($T_{1/2} = 12.23$ d)	X	2.51	4.85	7.46	X
TL207M ($T_{1/2} = 1.33$ s)	0.35	X	X	X	X
TL208 ($T_{1/2} = 3.053$ m)	1.05	X	X	X	X
PB200 ($T_{1/2} = 21.5$ h)	X	X	0.11	X	X
PB201 ($T_{1/2} = 9.33$ h)	X	10.41	6.42	X	X
PB202M ($T_{1/2} = 3.53$ h)	0.39	21.67	1.94	X	X
PB203 ($T_{1/2} = 51.92$ h)	0.15	35.87	58.12	X	X
PB203M ($T_{1/2} = 6.21$ s)	1.35	X	X	X	X
PB204M ($T_{1/2} = 1.14$ h)	7	13.17	X	X	X
PB207M ($T_{1/2} = 0.806$ s)	89.39	X	X	X	X
BI205 ($T_{1/2} = 15.31$ d)	X	0.47	0.12	0.25	X
BI206 ($T_{1/2} = 6.243$ d)	X	X	0.87	0.28	X
BI207 ($T_{1/2} = 32.9$ y)	X	X	X	0.41	1.39
Porcentaje total	99.68	99.39	99.51	99.82	99.8
Dosis de contacto (Sv/h)	13190	50.76	25.31	3.19	0.9312

Tabla 25: Lista de los principales radioisótopos responsables de las dosis de contacto en LiPb

Comparando los valores de radioactividad del LiPb con la Tabla 25 se puede ver que hay radioisótopos que no contribuyen a las dosis de contacto. La razón es que esos radioisótopos decaen emitiendo partículas beta o iones ligeros. Un ejemplo de ello es, como ya se ha comentado, el tritio o el polonio 210.

- El tritio decae en He-3 estable emitiendo una partícula beta acompañado de neutrinos. Las partículas beta pueden penetrar solamente cerca de 6 mm en aire y son incapaces de atravesar la piel humana. Sin embargo, el tritio es potencialmente peligroso al poder ser inhalado o ingerido. Como ya se ha mencionado, este puede combinarse con oxígeno formando agua tritiada que puede ser absorbida por los poros de la piel.
- El Po-210 decae en plomo-206 estable emitiendo partículas alfa acompañadas de rayos gamma de muy baja intensidad. Aunque la concentración de Po-210 sea muy baja en el LiPb, el Po-210 es uno de los radionucleidos con mayor radiotoxicidad. Además, es volátil (para hacerse una idea, el 50% se volatilizaría en aire a 55°C en 45 horas, [71]). Las partículas alfa, igual que las betas, tampoco viajan grandes distancias en aire sin interaccionar (pocos centímetros). Al igual que el tritio, el Po-210 no presenta riesgos para el ser humano siempre que éste permanezca fuera y no sea inhalado o ingerido.

Impacto de emisiones de tritio:

Como se ha comentado previamente, se generarán en total $8.25 \cdot 10^{12}$ Bq/año de tritio. Suponiendo que todo este tritio, acumulado en las diferentes partes de la instalación, se libera en condiciones accidentales en un laboratorio de dimensiones $20 \times 20 \times 5$ metros (2000 m^3) tendríamos unas hipotéticas concentraciones en aire de $4.125 \cdot 10^9$ Bq/ m^3 . En caso de considerar tritio gas, este valor quedaría por debajo del valor CDA ($5 \cdot 10^9$ Bq/ m^3) aunque sería tres órdenes de magnitud por encima del valor CDA ($5 \cdot 10^5$ Bq/ m^3) considerando HTO.

Como se ha visto en la sección 7.1.2, el límite superior de actividad en una línea de purga asciende a $5.61 \cdot 10^4$ Bq/s en de gas de purga. Para alcanzar el valor de $5 \cdot 10^5$ Bq/ m^3 en la habitación mencionada (2000 m^3) se necesitarían unas 5 horas (cerca de media hora para todas las líneas a la vez). De modo que, incluso en este caso tan conservador habría tiempo suficiente para detectar la fuga y actuar en consecuencia, ver sección 6.4.4.3. En cualquier caso, no se recomienda entrada de personal en estas áreas durante operación. En las referencias [80][81][82] y [83] se encuentra información relevante para el adecuado manejo del tritio en una instalación como IFMIF.

Impacto de emisiones de Po-210:

Las tasas de evaporación de Po-210 a 550°C bajo una atmósfera de helio ascienden a $5 \cdot 10^{-6}$ (fracción por $\text{cm}^2 \text{ h}$), [71]. En las 16 cápsulas se generará un total de $1.5 \cdot 10^8$ Bq. La parte volatizada de esta cantidad en el volumen superior de la cápsula serían $2.4 \cdot 10^3$ Bq/h. En caso de rotura de la cápsula, esta cantidad pasaría a formar parte del gas de purga. Suponiendo la descarga directa de esta línea de purga en la habitación antes mencionada (2000 m^3), tendríamos 2.5 horas para alcanzar el valor CDA de 3 Bq/m^3 para Po-210 (10 minutos en el caso de una rotura simultánea de todas las cápsulas y líneas de purga). Al igual que en el caso anterior, incluso en este caso habría tiempo suficiente para detectar la fuga y actuar en consecuencia, ver sección 6.4.4.3. En cualquier caso, no se recomienda entrada de personal en estas áreas durante operación.

Extrapolando estos resultados a una habitación con ventilación (como es el caso de las habitaciones de IFMIF), o la atmósfera exterior, no se esperan problemas medioambientales de importancia asociados a la operación del LBVM.

7.4.2.3 Calor residual

La evolución del calor residual en el módulo después de un año completo de irradiación es importante a la hora de analizar su comportamiento térmico:

- A largo plazo, el calor residual tiene relevancia para el almacenamiento del módulo.
- A corto plazo, es importante conocer su comportamiento justo después de la parada a la hora de analizar un escenario de pérdida de refrigerante.

La siguiente Figura 97 muestra los valores de calor residual a largo plazo (hasta 1000 años después de la irradiación) mientras que la Figura 98 muestra los valores a corto plazo (72 horas después).

A modo de comparación, el calor residual generado en el módulo representa menos del 1% del calor generado durante operación. En caso de un accidente de pérdida de refrigerante, éste es detectado en el circuito y el sistema de control pediría la parada de la instalación. El comportamiento térmico del módulo ante este escenario se muestra en la siguiente sección.

Figura 97: Calor residual en los principales materiales del módulo (W/kg) a largo plazo. 1 año de irradiación

Figura 98: Calor residual de los materiales del módulo a corto plazo (72 horas después de parada). 1 año de irradiación

7.4.3 Evaluación de un escenario de pérdida de refrigerante

El comportamiento térmico del módulo ante un escenario de pérdida de refrigerante se ha analizado mediante el código ANSYS-CFX.

En la siguiente Figura 99 podemos ver la geometría considerada en el presente análisis con los elementos que han sido modelados.

Figura 99: Geometría de un cuarto de tubo experimental

El modelo considerado representa $\frac{1}{4}$ de la parte central del tubo experimental. La malla, estructurada, consiste en 1071673 celdas tetraédricas con capas hexaédricas refinadas para modelizar correctamente la capa límite. Se han aplicado condiciones de simetría para minimizar el esfuerzo computacional.

Figura 100: Modelo computacional. $Y^+=0.02$

Se han considerado cápsulas de 50 mm de altura de modo que el espacio dedicado al gas por encima del LiPb no se ha considerado. Esta simplificación se ha realizado para evitar la simulación de una superficie libre que complicaría el modelo sin aportar información de interés para este cálculo.

El tubo experimental y la parte correspondiente de módulo contenedor también se han modelado. No se ha tenido en cuenta la transferencia de calor entre el contenedor y la celda caliente (cálculo conservador).

Las propiedades de los materiales empleados en este cálculo son las mismas que las utilizadas anteriormente (capítulo 7.2). Así mismo, el calentador eléctrico y las piezas aislantes asociadas se han modelado de la misma manera que anteriormente.

Tanto el gas de purga como el de refrigeración se han modelado como gases estacionarios a 5000 Pa de presión. Se han considerado condiciones laminares y efectos de flotabilidad. Esta presión se ha elegido por el hecho de ser la misma que en la celda caliente y la que, eventualmente, estaríamos en caso de ruptura de contenedor y tubo experimental. Sin embargo, otras presiones no cambiarían significativamente los resultados.

En los canales de refrigeración, la posible radiación térmica se ha despreciado.

Las condiciones de contorno del presente cálculo se resumen en la siguiente Tabla 26:

Materiales sólidos							
	<i>Contenedor</i>	<i>Tubo experimental</i>	<i>Cápsula</i>	<i>Aislante</i>	<i>Calentador</i>	<i>LiPb</i>	<i>TOTAL</i>
<i>Calor residual (W/cm3)</i> (capítulo anterior)	1.4 E5	1.4 E5	3.2 E5	3.2 E5	3.2 E5	1.05 E4	6.25 W
<i>Temperatura inicial</i>	70°C	100°C	550°C	550°C	550°C	550°C	-
Gases							
<i>Gas refrigeración</i>	de 5000 Pa, 50 °C, laminar, efectos de flotabilidad						
<i>Gas de purga</i>	5000 Pa, 50°C, laminar, efectos de flotabilidad						

Tabla 26: Condiciones de contorno

La evolución de temperatura bajo las condiciones anteriormente descritas se muestran en la siguiente Figura 101. Se puede ver que en 200-250 minutos se obtienen temperaturas inadmisibles en las estructuras. Esto podría indicar que se necesitaría un sistema auxiliar en caso de un accidente de este tipo. Sin embargo, debido a que no se ha considerado ningún tipo de transferencia de calor con el ambiente este cálculo se puede considerar demasiado conservador. Así, se ha modelado el posible efecto que la atmósfera de la celda caliente podría jugar en el proceso. Para ello, se ha utilizado al correlación de Churchill y Chu para estimar el coeficiente de convección natural paralelo a planos verticales (como es nuestro caso). La expresión que daría el coeficiente de transmisión de calor, h , es la siguiente:

$$h = \frac{k}{L} \left(0.68 + \frac{0.67 Ra_L^{1/4}}{(1 + (0.492/Pr)^{9/16})^{4/9}} \right) \quad Ra_L \leq 10^9$$

Dónde:

- K : Conductividad térmica
- L : Longitud característica,
- Ra : Número de Rayleigh
- Pr : Número de Prandl

Asumiendo un número de Prandl de 0.7 y un número de Rayleigh de 10^9 , [85], el valor de h sería del orden de 9 W/m²K. Dado que el presente modelo asume un solo compartimento con condiciones de simetría, este valor se ha dividido por cuatro. Así, el

valor utilizado en el modelo matemático es de $2 \text{ W/m}^2\text{C}$, aplicándose alrededor del compartimento.

Los resultados para este caso, en rojo en la Figura 101, muestran que la convección natural de la celda caliente juega un rol muy importante. A la vista de los resultados, la necesidad de un sistema de refrigeración auxiliar no es crítico aunque sí recomendable. Cabe mencionar que estos resultados son muy conservadores principalmente porque se ha considerado el calor residual justo después de irradiación.

Figura 101: Temperatura en el LiPb después de un accidente de pérdida de refrigerante con y sin transferencia de calor con la atmósfera. Se ha asumido calor residual obtenido justo después de un año de irradiación como carga térmica en ambos casos.

7.5 ASPECTOS DE FABRICACIÓN

En esta sección se discutirán las diferentes posibilidades disponibles para fabricar los componentes presentados en esta tesis. El objetivo no es el de definir los procesos de fabricación finales pero sí demostrar la viabilidad y realismo de la propuesta.

7.5.1 Fabricación de la cápsula experimental

Como ya se ha mencionado en capítulos anteriores, las cápsulas, cilíndricas, serán fabricadas en EUROFER (acero ferrítico-martensítico). Para ello, se han identificado dos posibilidades en las cuales el punto de partida es un cilindro sólido.

7.5.1.1 Fabricación por electroerosión

El proceso de electroerosión consiste en la generación de un arco eléctrico entre la pieza, en este caso el cilindro sólido de EUROFER, y un electrodo en un medio dieléctrico. El objetivo es el de arrancar partículas de la pieza hasta conseguir reproducir en ella las formas del electrodo. En la siguiente Figura 102 podemos ver un esquema de la cápsula.

Figura 102: Sección de una cápsula experimental. 1: Cuerpo principal, 2: Tapa

Cuerpo de la cápsula

Así pues, partiendo de un cilindro sólido, el proceso de fabricación seguiría los siguientes pasos:

1. Mecanizado de la superficie exterior para conseguir las dimensiones finales.
2. Electroerosión del interior del cilindro.

Figura 103: Esquema de electroerosión

Se ha visto en secciones anteriores que uno de los objetivos primeros del módulo es probar diferentes tipos de recubrimientos cerámicos. Así, una vez el cuerpo del módulo es fabricado, se pasaría a depositar el recubrimiento. Para ello existen diferentes técnicas disponibles. De entre las posibles destacan,

- Deposición Química de Vapor o CVD (de sus siglas en inglés, “*Chemical Vapor Deposition*”).
- Deposición Física de Vapor o PVD (de sus siglas en inglés, “*Physical Vapor Deposition*”).

Calentador eléctrico y aislante eléctrico

Figura 104: Cápsula con aislante en su parte inferior

Como material aislante se ha considerado MACOR, cerámica altamente mecanizable, [62]. En la figura siguiente se puede ver un proceso de mecanizado de una pieza de MACOR.

Figura 105: Mecanizado de MACOR en un torno

El calentador eléctrico se fijará en el fondo de la cápsula, entre ésta y la pieza aislante. Las características de esta unión merecen un estudio aparte y la construcción de prototipos para determinar la mejor forma de unir estas dos piezas.

Tapa de la cápsula

La tapa de la cápsula se fabricará mediante un fresado preciso y taladrado de las penetraciones necesarias para la instrumentación. Después, el soporte superior de la cápsula se soldará a la tapa mediante soldadura TIG (del inglés, “*Tungsten Inert Gas*”), Figura 106.

Los separadores conectados al soporte podrían ser mecanizados o provenir de una pieza de forja.

Figura 106: Tapa superior de la cápsula experimental

Instrumentación

Los cables de instrumentación se harán pasar por las penetraciones de la tapa como muestra la siguiente Figura 107. Se utilizará entonces una soldadura blanda (materiales por determinar, Ag, por ejemplo) para fijar el recubrimiento de los cables a la tapa de la cápsula. Cabe resaltar que estos cables están recubiertos por una capa de aislante y un recubrimiento exterior de acero. El motivo de utilizar una soldadura blanda es la de proteger el interior del cable de las altas temperaturas generadas en una soldadura TIG que dejarían el cable inservible.

Figura 107: Cables de instrumentación a través de la tapa de la cápsula

Llenado de la cápsula

Antes del soldado de la tapa al cuerpo de la cápsula, se deberá proceder al llenado de la cápsula con LiPb.

- Primero se hará un tratamiento térmico a ambos componentes (cápsula y tapa) para asegurarse su absoluta limpieza. Este tratamiento se deberá hacer en un horno a vacío (30 minutos a 1273K en condiciones de vacío superiores a $1.3 \cdot 10^{-3}$ Pa).
- En caso de que haya muestras de materiales en las cápsulas, éstas se introducirán en esta fase.
- Después, la cápsula será llenada con el volumen adecuado de LiPb.
- Una vez la cápsula está llena, la tapa de la cápsula se instalará en su correcta posición. Después del enfriado, ésta será transferida a una caja de guantes en la que se instalará una máquina de soldadura por haz de electrones. Ésta soldará la tapa de la cápsula al cuerpo como se indica en la siguiente sección.

Soldadura de la tapa al cuerpo de la cápsula

La cápsula y su tapa, como se acaba de mencionar, se soldarán mediante un haz de electrones o por soldadura láser, Figura 108.

Figura 108: Esquema del proceso de soldado de la tapa por haz de electrones

7.5.2 Fabricación del tubo experimental

7.5.2.1 Fabricación por electroerosión (hilo)

Cuerpo del tubo experimental

Para la fabricación de un tubo experimental se partirá de un cilindro sólido de acero inoxidable de grado 316LN. El soporte de la cápsula se fabricará aparte para ser posteriormente soldado al tubo. Así, las diferentes etapas de fabricación serían:

1. Mecanizado del tubo hasta las dimensiones finales.
2. Mecanizado por electroerosión con hilo.
3. Soldado por haz de electrones o láser del soporte de la cápsula. Para ello, el haz se hace pasar a través de la pared exterior del tubo soldando el soporte, Figura 109 y Figura 110.

Figura 109: Esquema del tubo experimental. Los números indican las distintas etapas del proceso de fabricación explicadas en el texto anterior

Figura 110: Soldado de los soportes de la cápsula. Tubo fabricado por electroerosión con hilo.

Fabricación de las cabezas del tubo experimental.

Se proponen los siguientes pasos a partir de un bloque de 316LN.

1. Perforación del interior del bloque.
2. Fresado de la superficie exterior.
3. Mecanizado por electroerosión de la cavidad interior.

Figura 111: Cabeza del tubo experimental

Este proceso sería válido para la cabeza inferior. La cabeza superior se fabricaría del mismo modo con la diferencia de que se añadirían las perforaciones necesarias para la instrumentación.

7.5.2.2 Fabricación por electroerosión

En esta sección se da un método alternativo basado en electroerosión. Esto evitaría el soldado por haz de electrones del soporte de la cápsula. En este caso, los pasos serían los siguientes:

1. Mecanizado de la superficie exterior hasta las dimensiones finales.
2. Electroerosión:
 - a. Primero, con un electrodo circular, hasta la profundidad A, Figura 112.
 - b. Segundo, con una segunda operación, se pasaría en electrodo en dirección contraria hasta la profundidad B, Figura 112.
 - c. Tercero, un electrodo diferente, con la forma adecuada, se haría pasar por la zona entre A y B para mecanizar el aspa requerido como soporte.

Figura 112: Esquema de fabricación por electrodo

En este caso, la fabricación de las cabezas se haría del mismo modo que se ha descrito con anterioridad.

Finalmente, la unión de los tubos experimentales, las cabezas y las tuberías de entrada y salida se podrían realizar mediante haz de electrones, láser u otros métodos más tradicionales. La cabeza final se montaría una vez la cápsula y los cables estuviesen en su sitio.

7.5.3 Conjunto cápsula-tubo experimental

Una vez las diferentes piezas del tubo experimental se han fabricado, la cápsula será introducida en el tubo por su parte superior. Con la cápsula posicionada en suposición final, los cables se harán pasar por la cabeza superior del tubo (para ser luego soldados a baja temperatura). Por último, ese componente se soldará al tubo y a las tuberías de gas de purga. El conjunto final se muestra en la siguiente Figura 113 donde además se muestran unas piezas adicionales propuestas para el guiado de los cables.

Figura 113: Conjunto final de un tubo experimental

CONCLUSIONES

8 CONCLUSIONES

Esta tesis se encuadra en acuerdo bilateral entre Europa y Japón denominado “*Broader Approach Agreement* “(BA) (2007-2017) en el cual España juega un papel destacable. Estos proyectos, complementarios con ITER, son el acelerador para pruebas de materiales IFMIF y el dispositivo de fusión JT-60SA.

El objetivo de esta tesis es el diseño de un módulo de IFMIF para irradiación de envolturas regeneradoras basadas en metales líquidos para reactores de fusión. La propuesta surge de la necesidad de irradiar materiales funcionales para envolturas regeneradoras líquidas para reactores de fusión debido a que el diseño conceptual de IFMIF [6] no contaba con esta utilidad.

En el marco de esta tesis se ha analizado la problemática asociada a las envolturas regeneradoras líquidas identificando aquellas áreas de estudio a las que IFMIF podría aportar datos de utilidad. Se ha concluido que, para validar las envolturas líquidas de cara a un reactor de fusión es necesario estudiar, bajo flujos neutrónicos relevantes:

- El comportamiento de la aleación eutéctica LiPb.
- La permeación de tritio (y el comportamiento de recubrimientos aislantes).
- El comportamiento de recubrimientos aislantes y materiales estructurales en contacto con LiPb (corrosión y compatibilidad de materiales).

La idoneidad de realizar este tipo de experimentos en IFMIF se ha analizado. La principal conclusión del estudio es que en la zona de medio flujo de IFMIF se obtendrían ratios de He/dpa y H/dpa representativos a los esperados en las zonas más irradiadas de un reactor de fusión, en materiales candidatos para envolturas regeneradoras líquidas. Las temperaturas a las que se realizarán los experimentos comprenden 300°C-550°C.

Así pues, para cada uno de los experimentos mencionados anteriormente se propone una cápsula experimental (de EUROFER) que ha sido optimizada para irradiar la mayor cantidad de cápsulas en el menor espacio posible, dentro de la zona de medio flujo de la celda caliente de IFMIF. Al mismo tiempo, éstas permitirán la instalación de la instrumentación necesaria para controlar y diagnosticar cada experimento y mantenerse a una temperatura homogénea durante la irradiación. Se ha concluido que las cápsulas deberán tener una geometría cilíndrica y estar soportadas en tubos experimentales y un contenedor también cilíndricos (realizados en SS316-LN). El módulo estará compuesto de 16 cápsulas experimentales de 22-24 mm de diámetro y 80 mm de altura llenas parcialmente de LiPb (hasta 50 mm, 15.7 cm³). Durante irradiación, se generarán gases (principalmente helio) que ocuparán el espacio libre en la cápsula. Se espera una presión de helio de unos 0.45 MPa después de un año de irradiación estando la cápsula diseñada para acomodar al menos 0.8 MPa.

La instrumentación necesaria en las cápsulas comprende termopares para medir la temperatura en línea, durante irradiación, láminas de activación y detectores de neutrones auto-alimentados (SPND). Además, en el módulo contenedor, fuera de las cápsulas se instalarán cámaras de fisión, cámaras de ionización, termopares, termómetros gamma y galgas extensiométricas para conocer las condiciones de irradiación y el estado de funcionamiento del módulo.

Cada tubo experimental llevará una corriente de gas de purga que arrastrará el tritio permeado a través de las paredes de las cápsulas a la estación de medida. Las

condiciones de gas de purga se han fijado en valores que comprenden 0.7-7 mg/s por cápsula. A la vista de los resultados obtenidos podemos concluir que en los casos de mayor temperatura, el equilibrio se obtiene al cabo de los 5 días mientras que para los casos de menor temperatura serían necesarios 10-15 días. Teniendo en cuenta las tasas de permeación obtenidas para los diferentes casos considerados, el equipo de análisis de tritio debería ser capaz de medir concentraciones de tritio que van de $4.5 \cdot 10^{-5}$ a $1 \cdot 10^{-2}$ Ci/m³, pudiendo ser medidas con cámaras de ionización y contadores proporcionales comerciales. El módulo se ha conseguido diseñar para que las pérdidas hacia el refrigerante o la celda caliente sean despreciables.

La refrigeración necesaria del módulo se ha calculado, obteniendo que el flujo másico adecuado es de 0.128 kg/s de helio (0.008 kg/s por compartimento) a 50°C y baja presión (0.3 MPa) para evitar cargas mecánicas excesivas y mantener la coherencia con los sistemas auxiliares de IFMIF.

Los cálculos termohidráulicos y estructurales realizados muestran que, aunque existen puntos críticos con margen para la optimización, la presente propuesta proporciona perfiles de temperatura en la cápsula muy homogéneos (en el rango del 5%, incluso para los experimentos de alta temperatura, a 550°C). Al mismo tiempo, las temperaturas de los tubos experimentales y el contenedor se mantienen a baja temperatura para minimizar las pérdidas de tritio (<110 °C). Los valores de tensiones obtenidos en las diferentes partes del módulo son lo suficientemente bajos como para garantizar la robustez mecánica de la propuesta.

Los diferentes materiales del módulo experimental se activarán después de un año de irradiación a niveles que no permitirían la manipulación de las cápsulas de modo que sería necesario el uso de manipulación remota. Tras un día después de la parada, se esperan unas dosis de contacto de 7000 Sv/h en la zona experimental del contenedor (SS316-LN), 2300 mSv/h en la cápsula de EUROFER y 25 Sv/h en el LiPb. No se espera que el módulo suponga un impacto medioambiental asociado a posibles escapes de tritio o Po-210. Sin embargo, es necesario un manejo adecuado tanto de las cápsulas experimentales como el módulo contenedor así como de las líneas de purga durante operación.

Por último, en esta tesis se han estudiado también las posibilidades existentes para la fabricación del módulo. De entre las técnicas propuestas, destacan la electroerosión, soldaduras por haz de electrones o por soldadura láser.

Las bases para el diseño final del LBVM han sido pues establecidas en el marco de este trabajo [86] y han sido incluidas en el diseño intermedio de IFMIF [7] que será desarrollado en el futuro, como parte del diseño final de la instalación IFMIF.

REFERENCIAS

- [1]. www.iter.org.
- [2]. www.ifmif.org.
- [3]. IFMIF-CDA Team, "IFMIF-International Fusion Materials Irradiation Facility Conceptual Design Activity Final Report", ENEA Frascati Report, RT/ERG/FUS/96/11, 1996.
- [4]. IFMIF-CDE Team, "IFMIF-International Fusion Materials Irradiation Facility-Conceptual Design Evaluation Report", FZKA Report 6199, 1998.
- [5]. IFMIF International Team, "IFMIF KEP Report", JAERI report, JAERI-Tech 2003-2005, 2003.
- [6]. IFMIF International Team, "IFMIF Comprehensive Design Report", IEA on-line publication, http://www.iea.org/Textbase/techno/technologies/fusion/IFMIF-CDR_partA.pdf and partB.
- [7]. IFMIF integrated project team, "IFMIF Intermediate Engineering Design Report (IIEDR)", 2013, www.ifmif.org.
- [8]. Y. Poitevin, "The tritium breeding blankets for fusion reactors", Swiss Nuclear Forum, CRPP, Lausanne, 23 March, 2011.
- [9]. L. V. Boccaccini, "Materials and design of the European DEMO blankets", Journal of Nuclear Materials, 329-333, 2004.
- [10]. M.A. Abdou, "Solid breeder blanket concepts", Lecture at the Institute for Plasma Research (IRR) at Gandhinagar, India, January 2007.
- [11]. L. Giancarli, "Breeding Blanket Modules testing in ITER: An international program on the way to DEMO", Fusion Engineering and Design 81, 2006.

- [12]. L.M. Giancarli et al., "Overview of the ITER TBM Programme", Fusion Engineering and Design 87, 395–402, 2012.
- [13]. M. A. Abdou, "Blanket material and engineering issues and requirements for experiments and facilities", Journal of Nuclear Materials, 141-143, 1986.
- [14]. S. Malang, "An example pathway to a fusion power plant system based on lead-lithium breeders: Comparison of the dual-coolant lead-lithium (DCLL) blanket with the helium-cooled lead-lithium (HCLL) concept as initial step", Fusion Engineering and design, 2149-2157, 2009.
- [15]. L. Giancarli, "In-vessel component designs for a self-cooled lithium–lead fusion reactor", Fusion Engineering and Design, 69, 2003.
- [16]. L. Giancarli, "R&D issues for SiCf/SiC composites structural material in fusion power reactor blankets", Fusion Engineering and Design, 48, 2000.
- [17]. C.P.C. Wong, "Fusion high temperature blanket concepts", Technical Workshop on Large Scale Production of Hydrogen from Nuclear Power- Fission and Fusion, San Diego, USA, 2002.
- [18]. P. Norajitra, "Conceptual design of the dual-coolant blanket in the frame of the EU power plant conceptual study", Fusion Engineering and Design 69, 2003.
- [19]. A. Li Puma, "Breeding blanket design and systems integration for a helium-cooled lithium–lead fusion power plant", Fusion Engineering and Design 81, 2006.
- [20]. S. Malang, "Crucial issues on liquid metal blanket designs", Fusion Engineering and Design, 95-109, 1991.
- [21]. W. Farabolini, "Assessment of tritium control in PPCS model AB blanket systems", EFDA Task TW4-TRP-002-D2b, 2005
- [22]. N. Baluc, "Materials for fusion power reactors", Plasma Physics and Controlled Fusion, 48, B165-B177, 2006
- [23]. www.efda.org.
- [24]. N. Casal, "IFMIF suitability for evaluation of fusion functional materials", Journal of Nuclear Materials 417, 1316–1320, 2011.
- [25]. <http://mcnpx.lanl.gov>.
- [26]. S. P. Simakov, "Advanced Monte Carlo procedure for the IFMIF d-Li neutron source term based on evaluated cross sections data", Journal of Nuclear Materials, 307-311, 2002.
- [27]. Jordana Jordanova, Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy in Sofia, Bulgaria. Comunicación personal.
- [28]. A. Möslang, "Neutronic calculations and design for the medium flux test module of IFMIF", Fusion Engineering and Design, 63-64, 2002.
- [29]. S.P. Simakov, "Comparative study of survived displacement damage defects in iron irradiated in IFMIF and fusion power reactors", Journal of Nuclear Materials, 386–388, 2009.
- [30]. L.Malerba, "Basic mechanisms of atomic displacement production in cubic silicon carbide: A molecular dynamics study", Physics Review, B 65, 2002.
- [31]. J.B. Wachtman, "Ceramic films and coating", Noyes Publications, 1993.
- [32]. G.W.Arnold, "Threshold Energy for Lattice Displacement in α -Al₂O₃", Physics Review, Lett 4, 1960.

- [33]. F. Mota, "Threshold energy of formation of an oxygen vacancy defect in SiO₂ by atomic displacements using molecular dynamics" *Fusion Engineering and Design*, 75–79, 2005.
- [34]. Grant, "Time resolved luminescence spectroscopy of alkaline earth oxides after pulsed electron beam irradiation spectre and threshold of CaO and CaOMg" *Journal of Chemical Physics*, 88, 1988.
- [35]. U. Fischer, "Transmutation behaviour of Eurofer under irradiation in the IFMIF test facility and fusion power reactors", *Journal of Nuclear Materials*, 329-333, 2000.
- [36]. E. Daum, "How to improve the irradiation conditions for the International Fusion Materials Irradiation Facility", *Journal of Nuclear Materials*, 283-287, 2000.
- [37]. Fusion for Energy, <http://fusionforenergy.europa.eu/>.
- [38]. I. Ricipito, "R&D activities in support of HCLL-TBM design and testing", *International Workshop on Liquid Metal Breeding*, Madrid, CIEMAT, 23-24 September, 2010.
- [39]. F. Wasastjerna, *Annuals of Nuclear Energy* 35, 438-445, 2008.
- [40]. S. Malang, "Development of the Lead Lithium (DCLL) blanket concept", <http://aries.ucsd.edu/LIB/REPORT/JOURNAL/FST/11-FST-Malang.pdf>.
- [41]. L. Giancarli, "R&D issues for SiCf/SiC composites structural material in fusion power reactor blankets", *Fusion Engineering and Design*, 48, 2000.
- [42]. D.L.Smith, "Development of coatings for fusion power applications", *Journal of Nuclear Materials* 307–311, 1314–1322, 2002.
- [43]. Thanh Q. Hua, "MHD pressure drops and thermal hydraulic analysis for the ITER breeding blanket design", *Fusion Engineering and Design* 27, 696-702, 1995.
- [44]. D. Rapisarda. IFMIF fission chambers: Preliminary Design Report. IFMIF report BA_D_222C2L. CIEMAT report IN-IF-TFDG-003, 2010.
- [45]. R. Le Barbier, "Instrumentation of the vacuum vessel", DWO-15-126-YUN.
- [46]. R. Conrad, "Irradiation of Liquid Breeding Material, Pb-17Li, for Thermo-Nuclear Fusion Reactors in the HFR Petten", Project E224.01-04. Design and safety report. Technical Note P/F1/87/19, 1987.
- [47]. Overhoff, <http://www.overhoff.com/>.
- [48]. N. Casal, "Tritium permeation experiment at IFMIF Medium Flux Test Module", *Fusion Engineering and Design* 84, 559–564, 2009.
- [49]. G.R. Longhurst, "TMAP7 User Manual", INEEL/EXT-04-02352, Rev 1, September 2006.
- [50]. Fernando Mota, CIEMAT, comunicación personal.
- [51]. N. Casal et al., "Definition report of the IFMIF Liquid Breeder Validation Module", IFMIF IDM, BA_D_223YGN.
- [52]. F. Mota, "Neutronics study for the installation of the LBVM in the medium flux area of IFMIF", *Fusion Engineering and Design* 88, 233– 242, 2013.
- [53]. F. Reiter, "A compilation of Tritium-Material Interaction Parameters in Fusion Reactor Materials", Joint research centre, ISPRA, EUR 15217 EN, 1993.
- [54]. J. Zinkle et al., "Operating temperature windows for fusion reactor structural materials", *Fusion Engineering and Design* 51–52, 55–71, 2000.

- [55]. S. Kakaç, "Handbook of Single-Phase Convective Heat Transfer", John Wiley & Sons, 1987.
- [56]. www.ansys.com.
- [57]. N. Casal et al., "CFX validation for IFMIF fluidynamics", CIEMAT Report, IN-IF-TFTM-001, 2007.
- [58]. K. Mergia et al., "Structural, thermal, electrical and magnetic properties of Eurofer97 steel, Journal of Nuclear Materials, 373, 1-8, 2008.
- [59]. E. Mas de les Valls, "Lead-lithium eutectic material database for nuclear fusion technology". Journal of Nuclear Materials, 376, 353-357, 2008.
- [60]. NIST (National Institute of Standards of Technology) database, <http://webbook.nist.gov/chemistry/fluid>.
- [61]. S. Gordeev, "Optimized design and Thermal-hydraulic analysis of the IFMIF/HFTM test section", FZK Report, FZKA 6895, 2003.
- [62]. <http://accuratus.com/macormats.html>.
- [63]. ITER Material Properties Handbook. ITER document N° S74MA2.
- [64]. The Structural Design Criteria for ITER In-vessel Components (SDC-IC), EDITION January 2012.
- [65]. S.A. Maloy et al. "The mechanical properties of 316L/304L stainless steels, Alloy 718 and Mod 9Cr-1Mo after irradiation in a spallation environment". Fusion Engineering and Design 296, 119–128, 2001.
- [66]. ITER Material Properties Handbook. ITER document, Reference S72MA2.
- [67]. NIST (National Institute of Standards and Technology) database, <http://webbook.nist.gov/chemistry/fluid>.
- [68]. S. Gordeev, "Optimized design and Thermal-hydraulic analysis of the IFMIF/HFTM test section", FZK Report, FZKA 6895, 2003.
- [69]. G. Aiello et al. "Assessment of design limits and criteria requirements for Eurofer structures in TBM components". Journal of Nuclear Materials 414, 53–68, 2011.
- [70]. D. W. Jeppson, "Summary of lithium lead alloy safety compatibility tests", US DOE, 1989.
- [71]. H. Feuerstein, "Behaviour of Po-210 in molten Pb-17Li", Journal of Nuclear Materials, 191-194 8, 280-291, 1992.
- [72]. G. Casini, "Radioactivity effects of Pb-17 in FPRs", Fusion Engineering and Design 17, 351-357, 1991.
- [73]. IAEA, "Evaluación de la exposición ocupacional debida a incorporaciones de radionucleidos". Guía número RS-G-1.2.
- [74]. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part020/part020-appb.html>.
- [75]. J. Sanz et al., "ACAB: Inventory code for nuclear applications: User's Manual V.2008".
- [76]. EAF-2007 <http://www.oecd-nea.org/dbdata/data/manual-endf/EAF-format> (Based_on_UKAEA-FUS-535).pdf.
- [77]. Y. Le Tonqueze, "IFMIF material library for safety studies", Informe interno de IFMIF, Referencia BA_D_228L86 v1.1, 2011.

- [78].** L.Petrizzi, “Helium-cooled lithium lead: Activation analysis of the test blanket module in ITER” Fusion Engineering and Design 83, 1244-1248, 2008.
- [79].** F. Mota, “Activation analyses for the IFMIF-Liquid Breeder Validation Module (LBVM)”, Fusion Engineering and Design 89, 397–404, 2014.
- [80].** DOE Handbook Tritium handling and safe storage. DOE-HDBK-1129-99, March 1999.
- [81].** ITER Tritium Manual volume 2. Engineering data for ITER Tritium systems. ITER_D_24HPXC.
- [82].** ITER Tritium Handbook, ITER_D_2LAJTW.
- [83].** IAEA Safe Handling of Tritium. Review of data and experience, Technical reports series n.324. Vienna, 1991.
- [84].** IAEA NS-G-1.3 Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants, 2005.
- [85].** V. Slobodchuk, “Natural convection cooling of the IFMIF target and test cell”, Fusion Engineering and Design 82, 2677–2682, 2007.
- [86].** N. Casal, “Present status of the Liquid Breeder Validation Module for IFMIF”, Fusion Engineering and Design 88, 863– 867, 2013.

APÉNDICE

Validación del código CFX

Relaminarización del flujo: Descripción del fenómeno

La razón principal por la cual la validación de códigos fluidodinámicos es imprescindible radica en el fenómeno de relaminarización. La relaminarización de un fluido consiste en el cambio del estado turbulento al laminar (parcial o completamente) con números de Reynolds que indicarían flujo turbulento, [A1]. Este fenómeno se presenta bajo ciertas condiciones presentes en los módulos de irradiación de IFMIF, [A2] y es muy difícil de simular por los modelos de turbulencia típicos en códigos comerciales como CFX, [A3]. Es muy importante estudiar este fenómeno ya que éste produciría una reducción de la transferencia de calor y por lo tanto, un incremento de temperatura de las paredes indetectable por la mayoría de los modelos de turbulencia.

Como ya se ha comentado, la relaminarización de un fluido es la consecuencia de cambios significantes en sus propiedades. En casos de canales de refrigeración con altos gradientes de calentamiento la tensión de cortadura viscosa se incrementa cerca de las paredes de un canal de modo que el número de Reynolds local disminuye (a pesar de que el número de Reynolds global es superior).

Así, se ha realizado un ejercicio de validación de los diferentes modelos de turbulencia de CFX frente a valores experimentales que reflejan el fenómeno de la relaminarización. Las temperaturas y velocidades normales a la pared experimentales se han obtenido de las referencias [A1] y [A2] para ser posteriormente comparadas con los resultados de cálculos CFX. Además, el número de Nusselt se ha comparado también con datos experimentales.

Modelos de turbulencia

Como ya se ha comentado previamente, se han probado varios modelos de turbulencia de CFX para estudiar su comportamiento en el modelado de una capa límite en situación de relaminarización. Se ha empezado con los modelos más simples y finalizado con modelos más complicados que tienen en cuenta, por ejemplo, anisotropías en la tensión viscosa. Se han considerado los siguientes modelos, [A3]:

k- ϵ : Este modelo de turbulencia ofrece un buen compromiso entre esfuerzo computacional y precisión convirtiéndolo en uno de más utilizados. Este modelo calcula velocidades y longitudes mediante ecuaciones separadas que relacionan las tensiones de Reynolds con los gradientes de velocidad media y turbulencia viscosa. La escala de velocidad de turbulencia se calcula desde la energía cinética turbulenta (como solución de la ecuación de transporte). La longitud característica de turbulencia se calcula a través de la energía cinética turbulenta (k) y su tasa de disipación (ϵ). En CFX, k se define como la variación de fluctuaciones de velocidad. Las zonas cercanas a la pared se modelan mediante funciones específicas de pared.

k- ω : Modelo que asume la viscosidad turbulenta ligada a la velocidad cinética turbulenta (k) y la frecuencia turbulenta (ω). Así, se resuelve una ecuación para k y otra para ω . La formulación de este modelo de turbulencia incorpora un tratamiento especial cerca de la pared para bajos números de Reynolds en lugar del uso de funciones como en el caso anterior.

SST: Este modelo cuyo nombre viene del inglés “*Shear Stress Transport Model*” está basado en el modelo k - ω pero tiene en cuenta el transporte de la tensión de cortadura turbulenta.

SSTtt: Modelo SST con formulación particular para modelizar flujos en transición. Está basado en correlaciones experimentales que relacionan la intensidad de la turbulencia con el número de Reynolds.

SSTft: Modelo SST con formulación particular para flujos totalmente turbulentos. Está basado en correlaciones experimentales.

SMC: Este modelo, cuyo nombre viene del inglés “*Omega Reynolds Stress*” está basado en la ecuación de ω . El modelo resuelve las ecuaciones de transporte para todas las componentes del tensor de tensiones de Reynolds y de la tasa de disipación para tener en cuenta anisotropías en la tensión. Además, este modelo utiliza un tratamiento de la pared que automáticamente cambia el uso de funciones de pared con formulación para bajo número de Reynolds.

SSG: Este modelo es un modelo de tensión de Reynolds standard basado en la ecuación de ϵ .

Descripción de experimentos y validación de resultados

Como ya se ha mencionado, en el caso de un gas fuertemente calentado, no solamente el número de Reynolds daría una idea del estado turbulento del mismo. El calentamiento (medido como calentamiento no dimensional q^+ , explicado abajo) tiene un rol importante en la turbulencia debido al cambio de propiedades del fluido. En el laboratorio estadounidense “*Idaho National Laboratory*” se han llevado a cabo varios experimentos donde se han medido valores de temperatura, velocidades y números de Nusselt, [A1].

La instalación experimental consiste en un tubo vertical calentado donde se hace subir aire como sistema de refrigeración.

Figura A1: Izquierda: Instalación experimental [A1]; Derecha: Dimensiones del tubo

El aire es inyectado a 25°C y tres velocidades diferentes. Esas velocidades se corresponden con números de Reynolds de 6080, 6050 y 4260 con tasas de calor adimensional (q^+) de 0.0018, 0.0035 y 0.0045 respectivamente. Estos casos se han clasificado como:

- Caso 618, o caso turbulento
- Caso 635, o caso en transición
- Caso 445, o caso relaminarizado

$$Re = \frac{\rho v D}{\mu} \quad q^+ = \frac{q_w}{Gc_{p,i} T_i}$$

Donde,

- ρ es la densidad del fluido

- v es la velocidad
 - o μ es la viscosidad dinámica
- q_w es el flujo de calor en la pared
- G es el gasto o flujo másico medio
- c_p es el calor específico
- T_i es la temperatura del flujo

Se ha modelizado una porción del tubo experimental (3 grados) con un mallado hexaédrico (80600 nodos). La región cercana a la pared se ha simulado con una malla refinada siendo la distancia desde la pared hasta el primer nodo de 0.01 mm.

Figura A2: Modelo computacional

Con los valores antes mencionados, se han obtenido resultados para el caso turbulento, en transición y laminarizado. Los valores de T/T_i and V/V_b se han representado en frente de la distancia a la pared, y/R , y comparados con los valores experimentales donde,

- T es la temperatura del aire
- T_i es la temperatura inicial del aire
- V es la velocidad del aire
- V_b es la velocidad del aire en el centro del tubo
- y es la distancia desde la pared al centro del tubo
- R es el radio del tubo

Así, se han obtenido los siguientes resultados con cada uno de los modelos de turbulencia mencionados anteriormente.

Figura A3: Temperaturas desde la pared al centro del fluido / temperatura inicial a distintas distancias de la entrada ($z/D=3.2$, 14.2 a 24.5) con varios modelos de turbulencia. **Caso 618.**

Figura A4: Velocidad desde la pared al centro del fluido/ velocidad en el centro del fluido a distintas distancias de la entrada ($z/D=3.2$, 14.2 y 24.5) con varios modelos de turbulencia. **Caso 618**

Figura A5: Temperaturas desde la pared al centro del fluido / temperatura inicial a distintas distancias de la entrada ($z/D=3.2$, 14.2 a 24.5) con varios modelos de turbulencia. Caso 635.

Figura A6: Velocidad desde la pared al centro del fluido/ velocidad en el centro del fluido a distintas distancias de la entrada ($z/D=3.2$, 14.2 y 24.5) con varios modelos de turbulencia. Caso 635.

Figura A7: Temperaturas desde la pared al centro del fluido / temperatura inicial a distintas distancias de la entrada ($z/D=3.2$, 14.2 a 24.5) con varios modelos de turbulencia. **Caso 445.**

Figura A8: Velocidad desde la pared al centro del fluido/ velocidad en el centro del fluido a distintas distancias de la entrada ($z/D=3.2$, 14.2 y 24.5) con varios modelos de turbulencia. **Caso 445.**

Se han analizado varios modelos de turbulencia $k-\epsilon$, $k-\omega$, SST, SSTtt, SSTft, SMC y SSG.

Caso 618:

Los modelos $k-\epsilon$ y SSG que no usan el tratamiento para bajos números de Reynolds cerca de la pared se han probado para el primer caso (618). Para todas las distancias desde la entrada del tubo (z/D), estos modelos fueron incapaces de estimar correctamente la influencia de los efectos de pared en la turbulencia. Por ello, se deberían evitar a la hora de simular las regiones cercanas a la pared. La importancia de este resultado radica en que estos modelos subestiman la temperatura de la pared. Así, su uso en el diseño de cápsulas experimentales para IFMIF no es adecuado.

El resto de modelos analizados ($k-\omega$, SST, SSTtt, SSTft and SMC) pueden modelizar apropiadamente los perfiles de temperatura y velocidad en el caso 618 (turbulento). Sin embargo, cuando z/D va aumentando, el modelo SSTtt es claramente el mejor a la hora de estimar el comportamiento en la pared. El modelo SSTft también se ha probado en este caso 618 que, como ya se ha mencionado, consiste en un modelo SST con formulación especial para flujos turbulentos. Los resultados obtenidos muestran una clara subestimación de la temperatura de la pared para altos z/D . Este modelo está pues desaconsejado.

Caso 635:

En este caso, se han obtenido conclusiones similares a las presentadas con anterioridad. Sin embargo, en este caso, cuando z/D aumenta, solamente el modelo SSTtt es capaz de obtener buenos resultados de perfiles de temperatura y velocidad.

Caso 445:

En este caso (flujo relaminarizado), los modelos muestran una tendencia a simular altas temperaturas para $z/D=3.2$ y bajas velocidades en el centro del fluido a medida que z/D aumenta. Este efecto se observa con mayor claridad con el modelo más simple, $k-\omega$. Sin embargo, el modelo SSTtt es capaz de simular con precisión los campos de temperatura y velocidad cerca de la pared. Esto hace que este modelo de turbulencia sea el más adecuado para simular las condiciones de las cápsulas de irradiación de IFMIF.

En las figuras siguientes se ha representado el número de Nusselt así como las temperaturas en la pared y en el centro del tubo. Como se puede observar, el modelo SSTtt simula correctamente la transferencia de calor, medida a través del número de Nusselt.

Figura A9: Número de Nusselt y temperaturas de pared y centro del fluido. **Caso 618**

Figura A10: Número de Nusselt y temperaturas de pared y centro del fluido. Caso 635

Figura A11: Número de Nusselt y temperaturas de pared y centro del fluido. Caso 445

Conclusiones:

Los modelos que usan un tratamiento de pared para bajo número de Reynolds pueden simular razonablemente bien los campos de velocidad y temperatura en el caso 618 (turbulento). Sin embargo a medida que z/D aumenta, el modelo SSTt es el que más se aproxima a los resultados experimentales.

En el resto de casos analizados (635 y 445) se ha observado que solamente el modelo SSTt es capaz de obtener buenos resultados de perfiles de temperatura y velocidad.

Finalmente, se han comparado los números de Nusselt proporcionados por el modelo SSTt con respecto a los datos experimentales. Los resultados muestran que este modelo es capaz de simular correctamente la transferencia de calor. Por lo tanto, será el modelo a utilizar para los cálculos fluidodinámicos de los módulos de irradiación de IFMIF con el código ANSYS-CFX.

Referencias

[A1] A. Mohsen Shehata, Donald M. McEligot, "Turbulence structure in the viscous layer of strongly heated gas flows", INEL-95/0223, Tech. Report, Idaho National Engineering Laboratory, November 1995.

[A2] S. Gordeev, V. Heinzl, V. Slobodtchouk, "Features of convective heat transfer in heated helium channel flow", International Journal of Heat and Mass Transfer, August 2004

[A3] ANSYS-CFX