



**UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE ZACATECAS
"FRANCISCO GARCÍA SALINAS"**

UNIDAD ACADÉMICA DE ESTUDIOS NUCLEARES

MAESTRÍA EN CIENCIAS NUCLEARES

***"TÉCNICAS COMPUTACIONALES PARA LA
DETERMINACIÓN DE LOS EFECTOS PRODUCIDOS POR
IONES DE H Y He EN MATERIALES ESTRUCTURALES
DE LOS REACTORES DE FUSIÓN NUCLEAR"***

Presenta en la Unidad Académica de Estudios Nucleares en
cumplimiento parcial de los requisitos para obtener el grado de:

MAESTRA EN CIENCIAS NUCLEARES
Con opción terminal en Ingeniería Nuclear

PRESENTA:

L. EN M. SELENE LACES VALDIVIEZO

DIRECTOR Y ASESOR:

DR. FERNANDO MOTA GARCÍA (Ciemat, Madrid, España)

DR. JOSÉ LUIS PINEDO VEGA (UAEN, Zacatecas, México)

ZACATECAS, ZAC., MÉXICO, 7 DE DICIEMBRE DE 2016

“TÉCNICAS COMPUTACIONALES PARA LA DETERMINACIÓN DE LOS EFECTOS PRODUCIDOS POR IONES DE H Y He EN MATERIALES ESTRUCTURALES DE LOS REACTORES DE FUSIÓN NUCLEAR”

Aprobado por el jurado

Dr. José Luis Pinedo Vega

Dr. Carlos Ríos Martínez

Dra. Sonia Azucena Saucedo Anaya

Dr. Valentin Badillo Almaraz

Dr. Fernando Mireles García

Propiedad intelectual de Selene Laces Valdiviezo, Centro de
Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas,
y la Unidad Académica de Estudios Nucleares
2016 ® todos los derechos reservados

selenemate@hotmail.com

jlpv85@outloo.com

Esta tesis es propiedad conjunta del autor, el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, y la Unidad Académica de Estudios Nucleares de la Universidad autónoma de Zacatecas. No podrá ser publicada en parte o en su totalidad sin el consentimiento por escrito del autor, el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, y la Unidad Académica de Estudios Nucleares. La tesis deberá ser citada debidamente cuando sean utilizados los resultados para cualquier propósito.

Agradecimientos

Agradezco a mi madre, la que me ha impulsado a seguir adelante, que con su ejemplo me ha enseñado a hacerle frente a las dificultades en diversas circunstancias, su visión de la vida me ha revelado que los sueños no tienen vigencia, gracias por acompañarme siempre.

Agradezco a mi director de tesis, el Dr. Fernando Mota García por darme la oportunidad de haber trabajado en este tema y haber confiado en mi para lograr este fin, gracias por su paciencia y valiosa asesoría, por las experiencias adquiridas así como por compartir su conocimiento.

Agradezco a mi asesor, el Dr. José Luis Pinedo Vega por su valioso apoyo y sus consejos, por haberme puesto mis "alas" para poder cumplir mis metas, así como por compartir sus experiencias y su motivación por la ciencia, mi ejemplo a seguir.

Agradezco a la planta docente de la Unidad Académica de Estudios Nucleares que ha sido esencial en mi formación, por su disposición a enseñar con paciencia y entusiasmo, así como por su trato afectuoso en todo momento

Resumen

En esta tesis se estudia el comportamiento de los materiales que se encuentra en la vecindad del plasma de un reactor de fusión de confinamiento magnético mediante simulación neutrónica, los cuales teóricamente están expuestos a sufrir activación, transmutaciones y daños estructurales, entre otros, dislocaciones y desplazamientos. En particular el estudio se centra en el comportamiento del wolframio, hierro y aleaciones de Cu-Cr-Zr, para ello se hicieron dos tipos de simulación.

En la primer fase se estudió la dosis residual del High Flux Test Module (HFTM) donde se obtuvieron mapas de flujo, daño por desplazamiento, y de producción

de gases como el H₂ y He, así como sus gradientes, con la finalidad de identificar la variación de las magnitudes mencionadas a través del HFTM.

En una segunda fase se analizaron computacionalmente los efectos de la radiación en hierro, wolframio y aleaciones de Cu-Cr-Zr en el HFTM y HFTM2, y se compararon con los requisitos de irradiación expuestos en la hoja de ruta de fusión y con cálculos de un DEMO-DCLL (DEMO-Dual Coolant Lithium Lead) en la zona del divertor. Los cálculos realizados consisten en analizar la Tasa de Dosis de Daño [dpa/fpy] (displacement per atom/ full power year), el gradiente vertical de la tasa de dosis de daño [%/cm] y el gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño [%/cm], con la finalidad de tener el conocimiento sobre las magnitudes de daño alcanzadas en las muestras irradiadas, para así poder determinar cuál es el mejor acomodo de las muestras en el HFTM y HFTM2.

Abstract

The present works aims to study the behavior of materials exposed to the magnetic confinement fusion reactor plasma. These materials undergo activation, transmutation and structural damage as dislocations and displacements. Particularly, tungsten, iron and Cu-Cr-Zr alloys were investigated.

The study comprises two phases. In the first one, the High Flux Test Module (HFTM) residual dose was studied, obtaining maps of flux, displacement damage and gas production, such as H₂ and He, and its gradients to assess their variation along the HFTM.

The second phase included a computational analysis of radiation effects in tungsten, iron and Cu-Cr-Zr alloys at the HFMT and the HFMT2, which was compared to the requirements from the fusion roadmap and with a DEMO-DCLL (DEMO-Dual Coolant Lithium Lead) of the divertor zone. Calculations done involved an analysis of the damage dose rate [dpa/fpy] (displacement per atom/ full power years), the damage dose rate vertical gradient [%/cm] and the damage dose rate volumetric gradient [%/cm], in order to determine the magnitude of the obtained damage to find out the best sample arrangement at the HFMT and HFMT2.

CONTENIDO

1.- Introducción	1
1.1.- Hoja de Ruta de la fusión nuclear.	5
1.2.- Instalaciones para diseñar experimentos de irradiación equivalentes.....	6
1.3.- Requisitos de nivel superior.....	9
1.4.- Requisitos de configuración de la planta.....	9
1.5.- Requerimientos de operación.	10

1.6.- <i>High Flux Test Module (HFTM)</i>	11
2 - Daño por irradiación	12
2.1. - <i>Neutrones</i>	13
3.- Participación en proyectos internacionales	14
3.1 <i>Metodología común a ambos proyectos</i>	14
3.1.1- Técnicas computacionales	14
3.1.2.- Capacidades computacionales que se han usando	16
3.1.3.- Metodología de cálculo.....	17
4.- WPENS-4.1.2.-T 1-02): “Contribución al CIEMAT al desmontaje y transporte de materiales irradiados TS”	18
4.1.- <i>Metodología</i>	18
4.2.- <i>Resultados</i>	20
4.3.- <i>Conclusiones</i>	26
5.- (WPENS-2.2.6.1-T 10-12): “Irradiación Potencial en muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr y W en DONES”.....	26
5.1.- <i>Resultados de los cálculos neutrónicos realizados en el área del divertor de un DEMO-DCLL</i>	27
5.3. <i>Resultados</i>	33
5.4.- <i>Conclusiones</i>	50
6.- Referencias	52

1.- Introducción

La evolución de la sociedad está ligada al consumo energético y su capacidad de generar energía suficiente para cubrir toda la demanda energética. Actualmente el desarrollo mundial está ligado a un creciente consumo de combustibles fósiles como el petróleo, el carbón y el gas natural y a partir de la segunda mitad del siglo XX, la energía nuclear de fisión. Pero teniendo en cuenta que existen estimaciones energéticas que nos indican que las reservas de combustible fósiles podrían durar máximo 150 años, la humanidad apuesta por la búsqueda de nuevas formas de energía. Y si tenemos en cuenta que estas estimaciones son bastante optimistas, ya que se hicieron antes de evaluar el crecimiento desmesurado de la demanda de energía de China, tendremos que el panorama es mucho más desolador de lo esperado. Pero el problema empieza a ser aún más grave si pensamos en las consecuencias de la generación de energía mediante la combustión de combustibles fósiles. Nada más hay que pensar en el efecto invernadero que nos llevará irrevocablemente al cambio climático y por consiguiente al perjuicio irreversible sobre el medio ambiente y el empeoramiento de las condiciones de habitabilidad en la Tierra.

La necesidad de tomar medidas drásticas para solucionar el problema energético mundial debería ser prioritaria en la toma de decisiones en los países desarrollados. Es de vital importancia encontrar fuentes de energías limpias y lo suficientemente eficientes como para abastecer las necesidades energéticas mundiales. Estas fuentes de energía deberían cumplir: 1) ser fuentes de energías limpias; 2) seguras en su operación; 3) que el balance energético sea bueno y 4) deben existir reservas de combustibles suficientes. Para dar respuesta a esta cuestión podemos tomar varias alternativas, utilizar recursos naturales inagotables como las energías renovables, reutilizar los recursos finitos todas las veces que se pueda (reciclaje), o desarrollar fuentes de energía más eficientes como la energía nuclear de fusión. La fusión nuclear controlada, constituye una opción asequible que cumple ampliamente estos requisitos. El aprovechamiento de la fusión nuclear como fuente de energía abundante, limpia, segura y barata, en el desarrollo y sostenimiento de las sociedades actuales, promete ser una realidad de mediados a finales del siglo XXI[1].

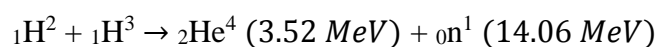
La fusión nuclear es una reacción que tiene lugar cuando se unen dos núcleos atómicos para formar uno de mayor peso atómico, este nuevo núcleo posee masa inferior que la suma de las masas de los dos núcleos iniciales. La diferencia de masa se libera en forma de energía, dependiendo de los núcleos que se unan y del producto de la reacción. La cantidad de energía liberada corresponde a la relación $E = mc^2$ donde m es la diferencia de masa observada entre antes y después de la fusión, y se puede claramente observar que la energía generada será muy grande inclusive si m es muy pequeña.

Si pudiéramos alcanzar los niveles de temperatura y densidad del núcleo de las estrellas, es decir, las condiciones de confinamiento del plasma en el núcleo, podríamos alcanzar las energías necesarias para producir las reacciones de fusión que en ellas se producen. La reacción principal de fusión que se produce en el núcleo

de las estrellas es la cadena Protón-Protón (PP), cuatro núcleos de hidrógeno que se fusionan para producir dos átomos de helio, aunque las estrellas de tercera generación también se incluyen dentro de las reacciones más típicas la cadena CNO. Lo más importante de estas reacciones, es que el único resultado de estas son isótopos estables, neutrinos y fotones, por lo que son reacciones totalmente limpias, en el sentido de que no producen neutrones libres. Por lo que, si llegáramos a producir estas reacciones, no se generarían residuos radioactivos en los reactores. Pero la realidad es que estamos muy lejos de poder alcanzar estas condiciones de confinamiento del plasma suficientes como para provocar que estas reacciones empiecen a ser probables.

Existen diversos tipos de reacciones de fusión aprovechables desde el punto de vista energético, con la tecnología actual. De entre todas las posibles, la reacción de fusión deuterio-tritio (DT), es la que presenta mayor sección eficaz para temperaturas relativamente bajas, por lo que resulta la más fácil de obtener de manera controlada y se considera la mejor candidata para una futura planta de potencia de fusión. En la reacción DT se libera una energía de 17.6 MeV , siendo la mayor parte, 14 MeV , la energía del neutrón libre, el resto corresponde a la energía cinética del núcleo de Helio. Es comúnmente aceptado que la capacidad nuclear solo podrá demostrarse aprovechando la reacción DT, quedando abierta para reactores de segunda generación la posibilidad de emplear otras reacciones como la DD catalizada y D-He³.

Tenemos prácticamente fuentes inagotables de deuterio ya que se pueden extraer del agua del mar, siendo su concentración de $20 \text{ a } 34 \text{ g/m}^3$, así que los recursos son casi inagotables. El tritio es producido naturalmente por la acción de los rayos cósmicos sobre los gases atmosféricos, es radiactivo con una vida media de 12.36 años; también puede ser obtenido artificialmente, por lo que es factible sintetizarlo en el propio reactor mediante reacciones nucleares ya que este se producirá a partir del litio, aprovechando los neutrones que se producen de la reacción de fusión. De hecho, en un reactor de fusión, los neutrones, que llevan el 80% de la energía producida, serán parcialmente absorbidos en una envoltura regeneradora situada alrededor del reactor. La reacción actualmente más aceptada para producir el tritio en las envolturas regeneradoras de los reactores de fusión es la ${}_0n^1 + {}_3\text{Li}^6$ y la ${}_0n^1 + {}_3\text{Li}^7$. El inconveniente principal que posee el aprovechamiento de la energía nuclear de fusión es la activación y transmutación de los materiales que se encuentran cerca del plasma debido a estos neutrones libres que se generan en la reacción DT. Pero hay que tener en cuenta que este volumen de residuos radiactivos generados es del orden del 1% de los generados en las centrales nucleares de fisión. Además, los pocos residuos radioactivos generados en las centrales de fusión nuclear serán residuos de corta o media vida, se espera que como residuo se obtenga solamente helio. Se estima que un kilogramo de litio producirá 10^5 GJ de electricidad.



Esta reacción genera un neutrón y una partícula alfa y la energía de la reacción se reparte en proporción del 20% para la partícula alfa y el 80% para el neutrón.

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

Los requisitos para producir fusión se conocen como Criterios de Lawson, que determinan las condiciones necesarias para lograr la producción de energía mediante fusión de elementos ligeros, estableciendo una relación entre los valores de densidad iónica y tiempo mínimo de confinamiento necesarios para que la energía producida por las reacciones en el gas puedan compensar las pérdidas que se produzcan y ser reutilizadas para mantener las reacciones de fusión.

Para el caso de la fusión caliente de deuterio tritio (DT) el valor mínimo de este factor para una eficiencia $\epsilon = 0.4$ es $4 \times 10^3 \text{ s/cm}^3$, que ocurre a $T = 3 \times 10^8 \text{ K}$ (30 KeV).

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

Existen dos alternativas que satisfacen estas condiciones: tiempos de confinamiento de energía pequeños pero densidades grandes, o tiempos de confinamiento largos a densidades moderadas. Con la primera alternativa se obtiene plasmas muy calientes confinados con su propia masa, a lo que se le conoce como confinamiento inercial; mientras que con la segunda se emplean campos magnéticos con el fin de obligar a las partículas cargadas que forman el plasma a moverse describiendo hélices a lo largo de líneas que se cierran sobre sí mismas, llamado confinamiento magnético.

El plasma tiene temperaturas muy elevadas y por esta razón no puede ser confinado en una vasija pues cualquier contacto con la pared bajaría la temperatura del gas diluido. Este problema se soluciona usando campos magnéticos para confinar y aislar térmicamente el plasma.

Las partículas cargadas están forzadas por los campos magnéticos a tener orbitas circulares y a formar hélices alrededor de las líneas de campo magnético, las partículas quedan vinculadas a las líneas de campo magnético logrando así confinar el plasma y mantenerlo lejos de la pared. Dado que la intensidad del campo decrece hacia fuera en un campo anular, las partículas serían lanzadas hacia las paredes del reactor es por ello que las líneas de campo se deben redireccionar, estas tienen que ser torcidas, para conseguir que el confinamiento del plasma sea permanente.

Para confinar el plasma, actualmente existen principalmente dos propuestas de reactores: el modelo de tipo Tokamak, como el futuro ITER, o del tipo Stellarator, como el TJII (CIEMAT). El reactor Tokamak tiene forma toroidal. Hay dos campos magnéticos principales, uno el campo toroidal, que es producido por una bobina en forma de toro y un campo poloidal generado por las corrientes producidas por las partículas cargadas en movimiento. Mientras que en un Stellarator, el campo poloidal es producido por corrientes externas al plasma, es decir, es la forma de las

bobinas la que permite que las líneas de campo se enrosquen y el plasma quede confinado. Los tres grandes Tokamaks—JET(Europa), TFTR (USA), y JT-60 (Japón) construidos en la década de 1970, para demostrar el aumento de energía de fusión con el tamaño de la máquina y para acercarse lo más posible a las condiciones de producción de energía, junto con otros experimentos realizados a menor escala, permitieron alcanzar las condiciones requeridas para la fusión nuclear (Figura 1).

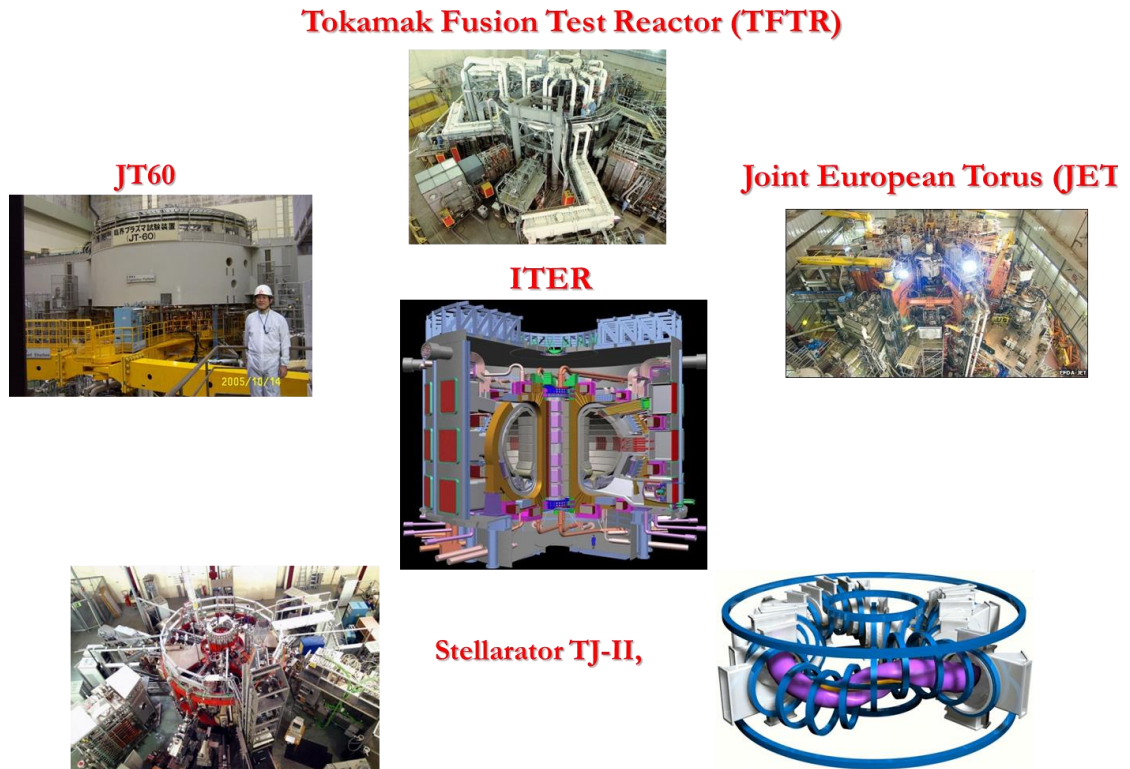


Figura 1. Prototipos de Reactores de Fusión.

El progreso de la humanidad hacia el establecimiento de la Fusión como una fuente de energía inagotable y respetuosa con el medio ambiente, se ha acelerado significativamente con el acuerdo de Europa, EE.UU., Japón, Rusia, China, Corea del sur e India, para construir el dispositivo experimental: International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER). La misión de ITER es demostrar que la fusión nuclear controlada es posible desde el punto de vista de las leyes físicas. El siguiente paso a ITER, conocido como DEMO(DEMOstration Power Station), deberá llevar a la construcción de un prototipo de tamaño entero de una planta de potencia de fusión que produzca electricidad de forma rutinaria y fiable para demostrar que la fusión es comercialmente viable. Por lo tanto, ITER demostrará la viabilidad científica de la fusión nuclear controlada, sin embargo, la producción de energía eléctrica de forma comercial mediante fusión termonuclear requerirá todavía la resolución de una serie de problemas de tipo tecnológico. Los principales son los relacionados con los materiales, que deben resistir la radiación y las grandes cargas térmicas, los sistemas de mantenimiento por control remoto para garantizar la

disponibilidad de la planta y los sistemas regeneradores de tritio que deberán asegurar el autoabastecimiento de tritio.

1.1.- Hoja de Ruta de la fusión nuclear.

Actualmente la viabilidad de obtener energía mediante las reacciones anteriormente citadas ya ha sido demostrada, por lo cual las actividades para la construcción de una planta de potencia de fusión nuclear están focalizadas en el desarrollo de tecnologías que se engloban en 4 fundamentales líneas de actuación[2]:

1. Desarrollo de materiales que soporten grandes cargas térmicas y sistemas de disipación de energía: La potencia necesaria para mantener el plasma a alta temperatura en última instancia se disipa en una estrecha región del reactor llamada el divertor. La necesidad de soportar grandes cargas caloríficas lleva a la necesidad de desarrollar materiales de primera pared y sistemas de disipación de energía que sean adecuados para ITER. Sin embargo, es todavía un reto el desarrollo de una solución adecuada para la gran cantidad de calor que habrá que disipar en DEMO [3].
2. Diseño y desarrollo de materiales resistentes a las condiciones de irradiación neutrónica severas (14 MeV): Se necesitan desarrollar materiales que resistan las condiciones extremas de irradiación neutrónica manteniendo sus propiedades estructurales y de conductividad térmica durante tiempos de operación lo suficientemente amplio. Es decir, necesitan resistir a neutrones de 14 MeV con un flujo de 1×10^{20} n/s. Por lo tanto, el objetivo más importante será producir materiales estructurales adecuados y con alta conductividad térmica y que la activación inducida por los neutrones de fusión sea de medios o bajos tiempos de desintegración para evitar depósitos permanentes de residuos nucleares [3].
3. Diseño de un sistema de autoabastecimiento de tritio [Breeder Blankets (BB)]: Por otro lado el auto-abastecimiento de tritio es fundamental para DEMO, porque quemará del orden 0.4 kg de tritio por día de operación. El autoabastecimiento de tritio requiere una producción eficiente y un buen sistema de extracción para minimizar el inventario de tritio en la instalación. La elección de materiales y el refrigerante de los BB deberá ser hecha de manera coherente con la elección de los componentes para la transformación del calor en electricidad (el llamado balance de planta)[3].
4. Desarrollo de protocolos de seguridad nuclear específicos para una instalación de fusión: Aunque la fusión tiene características intrínsecamente seguras, es fundamental el desarrollo de métodos para reducir el problema asociado con la presencia de tritio en los componentes extraídos para su eliminación y la definición de rutas de eliminación apropiadas. Además, es fundamental asegurar que los criterios de seguridad nuclear respecto a las dosis residuales se cumplen en cada una de las partes del reactor [3].

Como se menciona en los puntos anteriores de retos a cubrir de la hoja de ruta para el desarrollo de la fusión nuclear, la investigación sobre materiales es fundamental.

Es necesario estudiar los efectos de la radiación neutrónica de fusión en los materiales que constituirán las diferentes partes de la futura planta de potencia, asegurándose de que las propiedades macroscópicas de los materiales estructurales o funcionales se conservan mediante la vida útil de la instalación. Los niveles de radiación serán tales que el comportamiento de los materiales expuestos a estos ambientes es actualmente desconocido. Esta información se consigue mediante desarrollo de modelos computacionales que sean capaces de extrapolar a dichas condiciones de irradiación. Sin embargo, para validar dichos modelos es imprescindible poder diseñar experimentos de irradiación equivalentes en instalaciones de irradiación existentes o en instalaciones nuevas dedicadas a este fin.

1.2.- Instalaciones para diseñar experimentos de irradiación equivalentes.

Los datos experimentales necesarios se pueden obtener en instalaciones donde se irradian las muestras con niveles de radiación equivalentes a los que encontraremos en ambientes de fusión. Esto se puede conseguir mediante dos tipos diferentes de instalaciones.

- Por un lado mediante una fuente de neutrones que proporcione una intensidad y un espectro de neutrones equivalente a fusión y que permitiera emular los efectos de la radiación a lo largo de la vida completa de la instalación de fusión. Además, también es muy importante asegurar que el volumen de irradiación sea lo suficientemente grande como para permitir la caracterización de las propiedades macroscópicas de los materiales. Es generalmente consensuado que las fuentes de neutrones procedentes de instalaciones de fisión o fuentes clásicas (Pu-Be, Am-Be) no tienen dichas características. Las fuentes de fisión no son adecuadas porque el espectro neutrónico es más blando que el de fusión, con energías máximas de neutrones del orden de 1 MeV y de 7 MeV en reactores rápidos. Y las fuentes de neutrones clásicas no son adecuadas por dos motivos fundamentales: 1) porque el espectro neutrónico, aunque es muy energético, no tiene neutrones de 14 MeV en abundancia; 2) debido a que el blanco suele ser sólido, hay que sustituirlo con frecuencia por lo que las irradiaciones no pueden ser continuas [3].
- Por otro lado, el efecto de los neutrones de fusión sobre los materiales también podría ser emulado mediante la irradiación triple simultánea de iones. Irradiando con iones pesados para producir el daño e implantar iones ligeros para emular la transmutación [3]. Un ejemplo de esta última instalación es JANNUS (instalación de aceleradores de iones localizada en Francia). Aunque el volumen de irradiación que se consigue en esta modalidad de irradiación es pequeño se pueden hacer experimentos significativos que nos puedan dar información muy valiosa sobre cómo varían las propiedades y la microestructura de los materiales bajo estas condiciones de irradiación.

Por lo tanto la cualificación de materiales resistentes a la radiación neutrónica de fusión requiere una fuente intensa de neutrones con una energía, un espectro y una intensidad parecida a la del plasma de fusión. La “International Fusion Materials Irradiation Facility” (IFMIF) ha sido propuesta como una prometedora fuente de neutrones para cubrir esta necesidad. IFMIF alcanzará todos estos objetivos usando

dos aceleradores lineales de deuterones de 40 MeV, cada uno con una intensidad de 125 mA. Ambos haces impactarán con un chorro de litio líquido para producir una fuente de neutrones, mediante una reacción de stripping, con un flujo neutrónico alrededor de 10^{18} n/m²s y con un amplio rango de energías, teniendo un pico en 14 MeV [4,5]. El diseño y la validación de ingeniería de IFMIF se han desarrollado desde 1990. En este periodo desde 1990 a 2006, IFMIF fue desarrollado mediante un esfuerzo conjunto entre la Unión Europea, Japón, la Federación Rusa, y Estados Unidos de América, en el contexto del acuerdo de colaboración “Fusion Materials Implementing Agreement of the International Energy Agency (IEA)”. Desde el año 2006 se acordó abordar la fase denominada Ingeniería Validación y Diseño de Ingeniería (IFMIF-EVEDA) como uno de los tres principales proyectos del acuerdo bilateral entre la UE y Japón “Broader Approach” (BA) para la fusión.

Sin embargo, para tener materiales cualificados a tiempo para la construcción de DEMO en la década de los 2030s, la posibilidad de una propuesta de IFMIF con una reducción de sus especificaciones o alcanzar IFMIF en varios pasos está siendo valorado.

En los últimos años las nuevas hojas de ruta de Fusión se han desarrollado en varios países. En términos generales, la tendencia es evidente para acelerar la fase de diseño y construcción de DEMO (En el caso de la UE está previsto iniciar su construcción a principios de la década 2030) y, al mismo tiempo, para reducir los requerimientos de dosis de neutrones en los materiales. Así por ejemplo, en el caso de la hoja de ruta de la UE se prevé una fase inicial DEMO con una dosis máxima alrededor de 20 *dpa*, para las pruebas de integración de componentes, y una segunda fase DEMO con una dosis máxima alrededor de 50 *dpa* [3]. Por otro lado las especificaciones y los requisitos en los datos de radiación de materiales para la planta de energía se mantienen como antes.

Este nuevo rumbo reduce los requisitos para la primera fase de la fuente de neutrones, pero mantiene a los de largo plazo, y abre la posibilidad de un enfoque gradual para IFMIF en el que su construcción se puede desarrollar en dos fases:

- La primera se centra en las necesidades de DEMO, la cual es llamada DONES (DEMO Oriented Neutron Source: Fuente orientada de neutrones DEMO).
- La segunda se orienta a las necesidades de la central eléctrica.

Este enfoque por etapas permitirá una distribución más amplia de las inversiones necesarias a lo largo del tiempo, así como algunas especificaciones para el diseño de la fuente de neutrones durante la primera fase.

El diseño conceptual de la fase de DONES ha sido elaborado en base a los siguientes supuestos:

- 1) El diseño de DONES se basará en el diseño disponible actual de IFMIF tanto como sea posible [3].

- 2) El diseño de DONES deberá permitir una mejora directa hacia IFMIF después de algunos años de funcionamiento (se supone que el tiempo de funcionamiento DONES será de alrededor de 10 años)[3].
- 3) El costo de DONES debe mantenerse moderado tanto como sea posible [3].
- 4) Sólo será considerado un acelerador de IFMIF[3].
- 5) Las colaboraciones se establecerán con laboratorios de materiales que puedan trabajar con materiales irradiados, por lo tanto, el análisis post irradiación de los materiales irradiados no serán efectuados en esta instalación[3].
- 6) DONES será diseñado exclusivamente proporcionando altas irradiaciones de flujo de materiales estructurales[3].
- 7) Se prevé que no habrá muestras de re-irradiación: el nivel máximo de *dpa* será dado por el tiempo de vida del módulo[3].
- 8) Las operaciones de mantenimiento a distancia se reducirán tanto como sea posible[3].

El concepto inicial es que el módulo irradiado se introduzca en un “barril” y sea transportado a una instalación externa existente para su manipulación.

El informe del diseño conceptual DONES tiene como objetivo describir las principales características técnicas de DONES a nivel de planta e instalación y está organizado de la siguiente manera:

- Capítulo 1 presenta la introducción y antecedentes del proyecto[6].
- Capítulo 2, describe los principales requerimientos de DONES y especificaciones utilizados como una referencia para el diseño[6].
- En el Capítulo 3 se incluye la configuración de la instalación DONES y la disposición[6].
- El capítulo 4 contiene una descripción resumida del acelerador, prueba e instalaciones de destino, así como las instalaciones convencionales[6].
- En el capítulo 5 se incluyen los aspectos relacionados con la integración incluyendo mantenimiento, flujo de materiales, manejo remoto y aspectos CODA[6].
- El capítulo 6 muestra las conclusiones de dicho informe[6].

En resumen, el proyecto DONES , basado en el diseño conceptual mencionado en este apartado, será capaz de proporcionar en breve periodo de tiempo (alrededor de 2 años) un conjunto de alrededor de 200 especímenes SSTT (Small Specimen Test Techniques; siguiendo las normas de técnicas de pequeñas muestras para análisis) irradiados hasta 30 dpa con un espectro de neutrones similar a la de los reactores de fusión, así como, en un plazo de tiempo más largo, un conjunto adicional de alrededor de 1000 muestras irradiadas hasta 40-45 dpa – y un número mucho mayor a baja dosis de irradiación-, que proporcionará el conjunto de propiedades de los materiales relacionados con los datos requeridos para el diseño DEMO.

1.3.- Requisitos de nivel superior.

1. **Espectro de neutrones:** Debe simular el primer espectro de neutrones de la primera pared de DEMO anticipada lo más cercano posible a fin de proporcionar la misma respuesta nuclear que afecta el comportamiento del material bajo irradiación en términos del espectro de retroceso primario (PKA), reacciones de transmutación importantes, y la producción de gas (He, H₂). Esto implica utilizar fuente de stripping D-Li[7].
2. **Acumulación de fluencia de neutrones en la región de alto flujo:** Gradientes de flujo de neutrones y temperatura alta en la región de flujo: Fluencias de 20-30 dpa en < 2.5 años aplicables al volumen de 0.3 litros y fluencias de 50 dpa en < 3 años aplicables al volumen de 0.1 litros.
3. **Rango de temperatura:** la región de Alto Flujo necesita estar equipada con módulos de prueba de temperatura controlada que pueden cubrir los intervalos de temperatura de al menos 250 a 550 °C [7].
4. **Flujo de neutrones y los gradientes de temperatura en la región de alto flujo:** Durante el correspondiente volumen de calibre que corresponde a los especímenes miniaturizados estandarizados: gradiente de flujo <10% y el gradiente de temperatura dentro de ±3%, con la estabilidad de largo plazo en el mismo orden[7].
5. **Tiempo de vida de la planta:** La planta debe estar diseñada durante un tiempo de vida: > 10 años (35 en caso de que consideren el reajuste a IFMIF) garantizando al mismo tiempo la capacidad de ser reformado en una planta completa IFMIF[7].
6. **Accesibilidad:** Buena accesibilidad del volumen de irradiación para la experimentación y la instrumentación[7].
7. **Capacidad de caracterización de materiales:** herramientas adecuadas que permitan la caracterización de materiales en laboratorios externos deben estar disponibles[7].

1.4.- Requisitos de configuración de la planta

El diseño DONES se basa en el diseño de ingeniería intermedia de IFMIF actualmente disponible, que es el resultado de las actividades llevadas a cabo durante los últimos 20 años en las diferentes fases de IFMIF. IFMIF consiste en una fuente de acelerador accionado de neutrones, usando una reacción de separación entre deuterio y litio[8], la producción de neutrones que tiene un espectro de energía bastante similar a las inducidas por la reacción deuterio-tritio de los plasmas de fusión [8].

Por lo tanto;

DONES consistirá en un acelerador de IFMIF, produciendo un intenso haz de deuterones de 40 MeV, y llevar a una intensidad de 125 mA [4,5]. El haz incidirá sobre una "cortina" líquida de litio, que fluye a una velocidad de 15 m/s nominal. El blanco de litio tendrá unas dimensiones físicas 1:1 a la IFMIF[8].

- El acelerador DONES tendrá incidencia angular con respecto al objetivo de litio, para permitir más adelante la actualización a IFMIF, con la adición del segundo acelerador.
- Área de prueba, donde las muestras son colocadas a través de diferentes soportes experimentales, llamada prueba de los módulos, se encuentran detrás de la pared posterior del objetivo (Figura 2). Sólo la zona más irradiada se utilizará en DONES para irradiar las muestras: el área de alto flujo alrededor de 0.5 litros de volumen y una fluencia de neutrones típicamente de $10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}$, induciendo hasta 20 dpa/año a plena potencia (equivalente al hierro) en los materiales. Esta área se utiliza principalmente para la irradiación de materiales estructurales por medio del módulo de prueba de alto flujo.
- La celda de ensayo, que alberga el destino del litio y los módulos de prueba, se constituirá 1:1 al IFMIF. Las áreas de ensayo con flujo de neutrones media o baja no serán ocupadas por módulos de prueba.

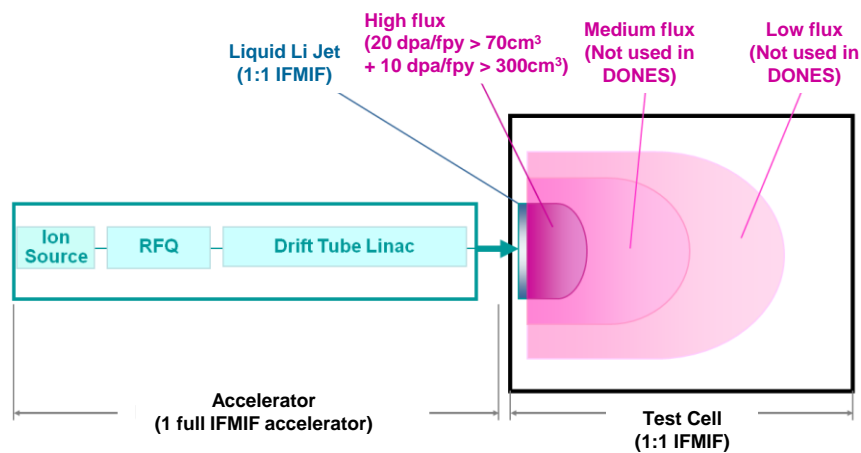


Figura 2.- Principio de DONES. Acelerador de deuterones, Jet de litio.

1.5.- Requerimientos de operación.

El funcionamiento de la planta de DONES debe definirse de tal manera que las necesidades de DEMO en los materiales de fusión expresadas en los apartados anteriores se cumplan. Sin importar el horario de operación detallada, varios principios ya se pueden suponer:

- El programa de operación se determinará teniendo en cuenta que es parte de la Hoja de Ruta Internacional de Fusión siendo directamente incorporado al programa de DEMO.
- Los periodos de irradiación están limitados por propiedades mecánicas de degradación en materiales que se han utilizado en módulos de irradiación y ensamblaje de destino (Target Assembly) (TA, por sus siglas en inglés) y el

escenario de mantenimiento. El programa de operación de DONES será de acuerdo a estas restricciones. En el caso de la IFMIF, esta limitación se estableció en 11 meses para las áreas de exposición más elevada, y después de cada periodo de 11 meses de irradiación, se requieren operaciones de mantenimiento. Algunas consideraciones sobre el esquema de irradiación para DONES, así como el plan de mantenimiento.

1.6.- High Flux Test Module (HFTM)

En la **Figura 3** el diseño CAD (Computer-Aided Design, Diseño asistido por computadora) actual del HFTM [2,9–11] muestra el montaje y las plataformas de irradiación con la muestra. En la región de impacto del haz, el HFTM se construye a partir de un recipiente de pared delgada dividido en 8 compartimentos, 3 plataformas se pueden colocar en cada una de ellas (un total de 24 muestras, 720 cm³ de volumen disponible para especímenes). La huella del haz (20 x 5 cm) donde los gradientes de flujo de neutrones y los niveles de flujo son óptimas para experimentos de irradiación de alta calidad cubren los cuatro compartimentos centrales (12 equipos centrales, volumen 360 cm³ disponible para muestras) [6].

Los compartimientos restantes fuera del centro están llenos de plataformas. La función principal de estos llamados plataformas de compañía es principalmente actuar como reflectores de neutrones laterales. Los ejemplares se encuentran en cápsulas de irradiación rectangulares (dimensiones externas 120 x 46,7 x 13,4 mm) equipadas con calentadores eléctricos, que puede compensar en parte la distribución espacial, así como las fluctuaciones temporales de la liberación de calor nuclear. Con el fin de homogeneizar el campo de temperatura, los espacios entre las muestras se llenaron de aleación eutéctica líquida NaK-78.

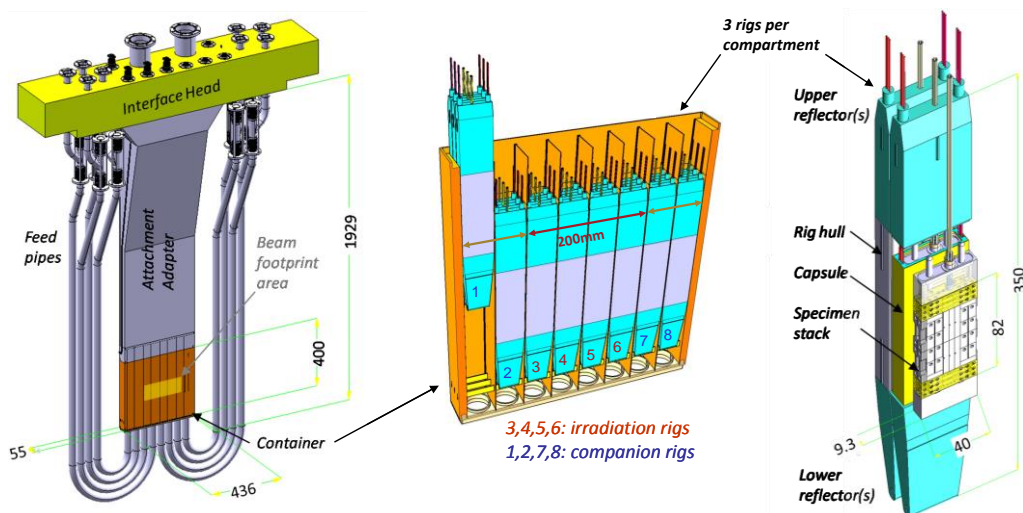


Figura 3.- Estructura de HFTM, Izquierda: el montaje del módulo de prueba de alto flujo. Centro: HFTM recipiente con plataforma 8x3. Derecha: tres plataformas de irradiación, consecutivamente desprovistas de capas para mostrar la cáscara de la plataforma, la cápsula y la muestra se apilan en el interior (las dimensiones se expresan en “mm”)[2,11].

2 - Daño por irradiación

La interacción de la radiación con los materiales depende tanto del tipo de partícula incidente como de la naturaleza de los materiales. Las propiedades de la partícula incidente que más influirán en como interactuará con la materia son su carga y su masa. Mientras que el efecto en los materiales de dicha radiación será marcado por la naturaleza del mismo, por ejemplo si son conductores o aislantes.

Si denominamos E la energía de la partícula incidente y x la distancia recorrida en el material, entonces llamaremos energía perdida por distancia recorrida a dE/dx (stopping power) o potencia de frenado. Los procesos de pérdida de energía de la radiación incidente en un material son principalmente de tres tipos y los podemos representar de esta manera:

$$\frac{dE}{dx} = \left(\frac{dE}{dx}\right)_d + \left(\frac{dE}{dx}\right)_e + \left(\frac{dE}{dx}\right)_{rn}$$

Siendo:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_d \rightarrow \text{frenado elástico atómico}$$

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_e \rightarrow \text{frenado electrónico inelástico}$$

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{rn} \rightarrow \text{frenado nuclear (elástico o inelástico)}$$

Dependiendo de cuál sea el tipo de partícula incidente, la probabilidad que ocurra uno u otro será distinta. Las partículas cargadas pueden experimentar los tres tipos de frenado, aunque las probabilidades de reacción del frenado nuclear la marcará principalmente la masa de la partícula. Mientras que los neutrones solo experimentarán frenado nuclear ya que no tiene carga.

Las pérdidas de energía de una partícula cargada al penetrar en un material no son las mismas a lo largo de toda la distancia de penetración. El perfil general de la curva que refleja la variación de la ionización específica a lo largo del recorrido se denomina curva de Bragg, también conocida como curva de ionización específica; es decir, el número de pares de iones producidos en función de la profundidad (**Figura 4**) [12]. Por lo tanto los perfiles de daño producido por neutrones e iones son muy distintos, pues todas las formas de radiación tienen capacidad de desplazar átomos de sus posiciones de equilibrio. La ley de Bragg permite relacionar alcances entre distintos medios para una misma partícula.

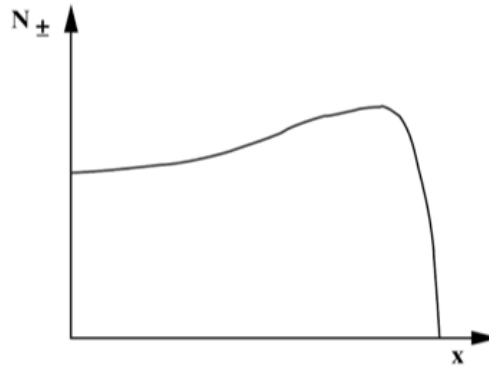


Figura 4.- Curva de Bragg, donde x representa la distancia y N_{\pm} el número total de pares [12].

2.1. -Neutrones

Los neutrones son partículas con carga eléctrica nula y al ser hadrones experimentan solo la fuerza nuclear fuerte. Cuando un neutrón penetra un material puede interactuar tanto con los electrones como con los núcleos de los elementos que componen el material. Como los electrones son leptones, que no experimentan la interacción fuerte, los neutrones solo pueden interactuar con ellos mediante colisión directa. Así que como la interacción directa con los electrones entonces se hace poco probable, el daño que deposite el neutrón en el material se producirá fundamentalmente por la colisión con los núcleos de los elementos que componen el material.

Pero como la interacción nuclear fuerte es de corto alcance y la relación entre el radio atómico y nuclear es del orden de 1×10^5 , el neutrón podrá recorrer largas distancias sin interactuar con el material. Pero cuando el neutrón se aproxima lo suficiente a un núcleo se producirá la interacción. Dicha interacción puede ser de dos clases, elástica e inelástica dependiendo principalmente de la energía de la partícula incidente, del ángulo de incidencia y del tipo de núcleo. Mediante una colisión elástica tanto el neutrón como el núcleo blanco conservan su identidad por lo que la interacción se rige por las leyes de conservación de la cantidad de movimiento. Mientras que en las colisiones inelásticas tanto el neutrón como el núcleo blanco pierden su identidad. Esto se produce porque en la reacción nuclear el neutrón ha sido capturado y el núcleo ha sufrido una transmutación.

Por lo tanto, el efecto de los neutrones sobre los materiales se resume fundamentalmente en dos fenómenos físicos: 1) El desplazamiento de los átomos de sus posiciones de la red cristalina, mediante reacciones nucleares elásticas e inelásticas, dando lugar a defectos puntuales (vacantes e intersticiales). Una vez generados estos defectos puntuales podrán migrar, aglomerarse generando cúmulos de intersticiales o vacantes, dislocaciones, etc; 2) La generación de isótopos mediante reacciones de transmutación (reacciones nucleares inelástica) que dan lugar a la aparición de impurezas en el interior de los materiales, siendo unos de los más importantes los elementos ligeros como el H y el He [13]. El cociente entre la proporción de H y He generados y la cantidad de defectos puntuales producidos es uno de los parámetros fundamentales a la hora de entender el efecto de la radiación

en los materiales, ya que estos cocientes son unos de los parámetros que más marcará la evolución de los defectos puntuales[14]. Por ejemplo el He suele migrar hasta que se fija en las vacantes, favoreciendo la aparición de cúmulos de vacantes. Este efecto puede llevar al hinchamiento del material (Swelling) y por consiguiente a la fragilización del mismo. Además, en materiales funcionales, estos daños generados podrán inducir cambios en las propiedades esenciales para el buen funcionamiento de los dispositivos, como por ejemplo, oscurecimiento en componentes ópticos (diagnósticos del plasma), cambios de conductividad en materiales conductores o aislantes, cambios de permeabilidad del tritio en los materiales usados para evitar la permeabilidad del tritio en las tuberías de transporte de tritio, etc. Considerando este escenario, el estudio del efecto de la radiación en los materiales expuestos a ambientes de fusión nuclear es uno de los temas más importantes a investigar en los próximos años.

3.- Participación en proyectos internacionales

Durante la estancia en la División de Tecnología de Fusión del CIEMAT he participado en dos tareas internacionales del programa de fusión de EUROFusion. Las tareas en las que he participado son:

- WPENS-4.1.2.-T 1-02): “Contribución al CIEMAT al desmontaje y transporte de materiales irradiados TS”
- WPENS-2.2.6.1-T 10-12): “Irradiación Potencial en muestras de aleaciones de Cu y W en DONES”

A continuación exponemos con más detalle la aportación realizada a las tareas mencionadas.

3.1 Metodología común a ambos proyectos

3.1.1- Técnicas computacionales

El diseño y desarrollo tecnológico de sistemas y componentes expuestos a ambientes de radiación requiere determinar las cargas neutrónicas y de fotones, ya que todos los sistemas requieren una validación neutrónica para su diseño. Para este tipo de estudio se requiere dominar varias disciplinas de ingeniería, como diseño gráfico, transporte de partículas, procesado de librerías nucleares, inventario de isótopos radioactivos, daño por irradiación.

- **Códigos de diseño gráfico:** para poder adaptar los diseños CAD a diseños neutrónicos: CATIA, y SPACECLAIM.
- **Códigos de conversión de geometría CAD en geometría de transporte:** Código SuperMC.
- **Códigos de transporte de partículas** como el MCNP/MCNPX (código de Monte Carlo). **Códigos de procesado de librerías nucleares:** código NJOY

para poder introducir la física de las reacciones nucleares a los códigos de transporte.

- **Códigos para el post procesado de los resultados:** Suelen ser desarrollados por el usuario en diferentes sistemas de programación como Fortran o C.
- **Paraview:** Crea visualizaciones en 2D y 3D.
- **Códigos de inventario isotópico:** el código ACAB o FISPACT.
- **Códigos de colisiones binarias:** SRIM o MARLOWE para determinar el daño por desplazamiento que generan los neutrones.

SpaceClaim

Este código sirve para simplificar modelos CAD (Modelos geométricos 3D) con el fin de poder ser usados por los códigos de transporte.

Monte Carlo N-Particles (MCNP)

El Código de Monte Carlo de transporte de partículas fue desarrollado por Los Álamos (USA) [15]. Este método para fines de investigación se comenzó a utilizar con el desarrollo de la bomba atómica en la Segunda Guerra Mundial[16].

MCNP es un código de propósito general, Monte Carlo N-partículas se puede utilizar para neutrones, fotones, electrones, o el transporte de la combinación neutrones / fotones / electrones. Las áreas específicas de aplicación incluyen, aunque no están limitadas a ellas, la protección radiológica y dosimetría, protección contra la radiación, la radiografía, la física médica, del riesgo de criticidad, Detector de Diseño y análisis, diseño del destino del acelerador, la fisión y la fusión del reactor de diseño, descontaminación y desmantelamiento[15].

El código trata una configuración tridimensional arbitraria de materiales en las celdas geométricas delimitadas por superficies de primer y segundo grado y toroides elípticos de cuarto grado [15].

Normalmente se utilizan datos de corte transversal puntual, aunque los datos de grupos están también disponibles. Para neutrones, todas las reacciones dadas en una evaluación sección-transversal (como ENDF/B-VI) son contabilizadas. Los neutrones térmicos descritos tanto por el modelo S (alfa, beta) de gas libre. Para fotones, representa el código para la dispersión incoherente y coherente, la posibilidad de la emisión fluorescente después de la absorción fotoeléctrica, absorción en la producción de pares con la emisión local de radiación de aniquilación, y la radiación de frenado.

Un modelo continuidad-desaceleración-down se utiliza para el transporte de electrones que incluye positrones, rayos X, y bremsstrahlung pero no incluye los campos externos o auto-inducidos.

Importantes características estándar hacen que MCNP sea muy versátil y fácil de usar incluye una fuente de gran alcance general, la fuente de criticidad y la fuente

de superficie. Las geometrías y los trazos de salida de tally; una variada colección de técnicas de reducción de varianza; una estructura tally flexible; y una extensa colección de datos de corte transversal[15].

MCNP contiene numerosos recuentos flexibles: corrientes superficiales y de flujo, flujo de volumen (longitud del haz), puntuales o de detectores circulares de partículas, calentamiento de fisión, registro de energías de pulso de alturas o depósito de carga, “mesh-tally” y “tally” de radiografías[15].

Super/MC (MCAM)

Este programa es una interface entre los diseños CAD y los modelos geométricos MCNPX. Traduce los modelos CAD en modelos MCNP. Fue diseñado por el laboratorio FDS de China [17] y es un avance fundamental para el desarrollo de proyectos tan importantes como el desarrollo de la fusión nuclear, ya que la instalaciones adquieren un nivel de complejidad tal que hace imprescindible una herramienta de este tipo CAD [18,19].

ParaView

ParaView es una aplicación de código abierto, análisis de datos multi-plataforma y visualización. Los usuarios de ParaView pueden crear rápidamente visualizaciones para analizar sus datos utilizando técnicas cualitativas y cuantitativas[20].

La exploración de datos se puede realizar de forma interactiva en 3D o mediante programación con capacidades de procesamiento por lotes ParaView. Este software fue desarrollado para analizar datos extremadamente grandes utilizando los recursos informáticos de memoria distribuida. Se puede ejecutar en los superordenadores para analizar conjuntos de datos de tamaño peta-escala, así como en los ordenadores portátiles para los datos más pequeños, se ha convertido en una herramienta integral en muchos laboratorios nacionales, universidades y la industria, y ha ganado varios premios relacionados con la computación de alto rendimiento [20].

3.1.2.- Capacidades computacionales que se han usando

CLUSTER HPC. EULER-Red Hat Enterprise, Linux 4, 2 GB por core, 146 GB por nodo. El nuevo sistema de supercomputación está formado por un conjunto de nodos de cálculo organizados en forma de cluster de alto rendimiento (HPC) con 240 blades para cálculo (1920 cores), 2 nodos de gestión en cluster de alta disponibilidad y 2 nodos de acceso interactivo en cluster en balanceo de carga. En cuanto al sistema de almacenamiento, está formado por 6 servidores, conectados también a las redes Infiniband y Ethernet con una capacidad de espacio en disco de 120 TB brutos.

3.1.3.- Metodología de cálculo

El programa SpaceClaim se utilizó para simplificar el modelo CAD del HFTM. El objetivo es transformar las celdas complejas en sencillas para que los programas que transforman la geometría CAD en geometría MCNP puedan interpretarlas bien. Esta es una labor minuciosa ya que por un lado hay que eliminar todos los detalles que no influyan al transporte neutrónico pero por otro lado hay que conservar el volumen inicial de cada celda. Si el volumen inicial de la celda no se conserva afectará directamente a los cálculos de activación, ya que la actividad es proporcional a la masa. Posteriormente se utilizó el programa MCAM para convertir la geometría CAD a geometría MCNP.

El transporte neutrónico se realizó con el código McDeLicious-2011[21], que es una actualización del código MCNP-V1.6 [15] para reproducir la fuente de neutrones de IFMIF D-Li^{6,7} [22]. Las librerías que se utilizaron, para el transporte neutrónico fueron la FENDL (Fusion Evaluated Nuclear Data Library) 3.1b [23], que es la última que se ha diseñado para cálculos neutrónicos para ITER, DEMO e instalación de irradiación enfocadas al desarrollo de la fusión como IFMIF. Mientras que para el transporte de fotones se utilizó la que actualmente es más aceptada, la librería mcplib84, que recomienda ITER IO en las guideline de neutrónica. Actualmente no se cuenta con guideline de neutrónica para IFMIF y DONES, no hay convenio de las librerías que deben ser usadas en cada fase del proyecto, es por este motivo que las librerías se deben actualizar según las necesidades del proyecto. En IFMIF, anteriormente se han utilizado todas, mcplib1, mcplib2, mcplib3 y mcplib4.

Para el estudio del efecto de la radiación en los materiales involucrados se han evaluado las funciones respuesta daño por desplazamiento y producción de gases. Para obtener las funciones respuesta se integra el espectro neutrónico en función de la energía del neutrón, una vez alcanzado una estadística adecuada, con la sección eficaz correspondiente.

Para el cálculo del daño por desplazamiento se ha utilizado el método Norget-Robinson Torrens (NRT) [24], ecuación 1:

$$\sigma_{dpa} = 0.8 \cdot \sigma / 2 \cdot E_d \dots \dots \dots (1)$$

Siendo sigma la sección eficaz de producción de daño por desplazamiento (MT=444), E_d la energía mínima de desplazamiento y 0.8 un coeficiente de eficiencia. Es decir, que el flujo neutrónico se integra con la función eficaz de desplazamiento y luego se multiplica por unas constantes. La energía mínima de desplazamiento usada para el Fe es 40 eV [25], para el Cu es 30 eV [1] y para el volframio 128 eV [26].

Para el cálculo de la producción de gases se ha integrado el flujo neutrónico por la sección eficaz de producción de Helio (MT207) y por la sección eficaz de producción de Hidrógeno (MT203).

Una vez que se obtiene la función respuesta por partícula emitida, se integra por un año a plena potencia, es decir, una operación continua durante 24h al día y 365 días al año con una corriente de deuterones de haz de 125 mA [8].

Además, han sido evaluados los gradientes de las magnitudes evaluadas. Esto nos dará una información valiosa sobre como varían las magnitudes a lo largo del módulo de irradiación. Los gradientes se calculan de dos maneras diferentes: (i) gradientes volumétricos, en el que se consideran los gradientes en torno a un punto dado en todas las direcciones, y (ii) los gradientes perpendiculares, en la que se obtienen los gradientes en el plano perpendicular a la dirección de propagación del haz [26]. La primera de ellas es relevante para estimar las condiciones de irradiación entre diferentes muestras mientras que el segundo es relevante para estimar el gradiente dentro de una muestra dada (por lo general se encuentran en una forma tal que el volumen que será utilizado para la prueba se encuentra perpendicular al haz).

4.- WPENS-4.1.2.-T 1-02): “Contribución al CIEMAT al desmontaje y transporte de materiales irradiados TS”

En esta sección será expuesta la metodología específica usada para desarrollar esta tarea, así como los resultados que ha dado lugar.

El objetivo de esta tarea es definir el tipo de desmantelamiento y transporte que se le debe aplicar al módulo de alto flujo [1-3]. El cometido del CIEMAT en esta tarea fue analizar los gradientes de la tasa de fluencia de neutrones, las relaciones de Hidrógeno y Helio, y del daño por desplazamiento por átomo en un año a pleno rendimiento, con el objetivo de estudiar el número mínimo de celdas en que se puede dividir el HFTM, con la finalidad de realizar un cálculo de dosis residual por activación conservador.

4.1.- Metodología

Se han estudiado los gradientes de las diferentes funciones respuestas en todo el volumen del HFTM. El modelo neutrónico de IFMIF-DONES usado se basa en el modelo mdl69 [27] (modelo de referencia neutrónico de la celda de prueba de IFMIF, **Figura 5**) pero eliminado todos los módulos de irradiación salvo el HFTM.

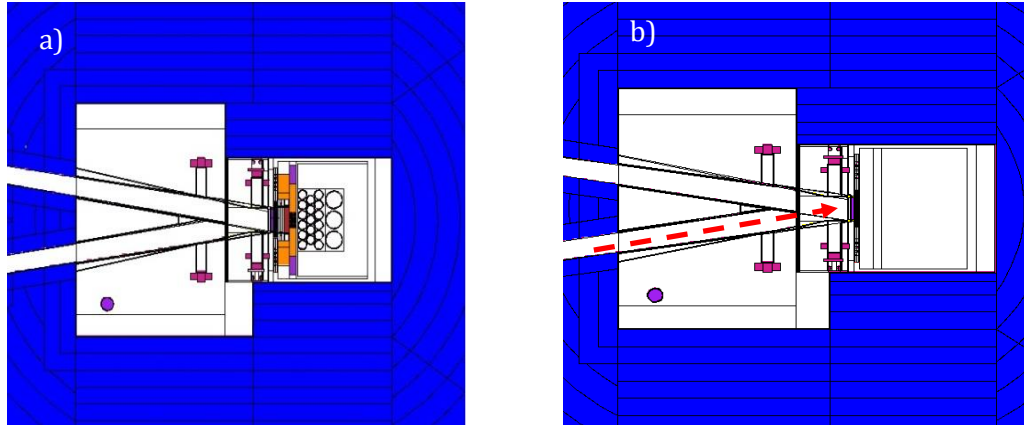


Figura 5.- a) MCNP modelo geométrico de la celda de prueba de IFMIF ; b) Modelo geométrico MCNP de la celda de prueba DONES , la flecha roja indica la dirección de el haz de deuterones seleccionado de los dos posibles opciones para generar la fuente de neutrones después de incidir sobre el jet de litio.

Realizamos un muestreo tridimensional del flujo neutrónico [n/cm^2s], daño por desplazamiento [dpa/fpy], y las relaciones de H y He frente al daño [H ó He $appm/dpa$], además de sus gradientes [$\%/cm$], en toda el área del HFTM y parte del jet de litio.

De acuerdo al objetivo de este trabajo solo se ha calculado el gradiente volumétrico [28].

Las funciones respuesta consideradas para este estudio (tasa de dosis por daños, producción de H y He) se obtuvieron al multiplicar el flujo de neutrones promediado en cada retícula cúbica por las funciones de respuesta, es decir, las secciones eficaces transversales de reacción. Una vez que se obtiene la función respuesta emitida por partícula, se integra por un año a plena potencia, donde se entiende que full-power year (fpy) es una operación continua durante 24h al día y 365 días al año con una corriente de deuterones de haz de 125 mA[29].

Para ello usamos un mesh-tally que define una malla en el HFTM con un número suficiente de cuadrícula como para realizar un mapeo suficientemente fiable de los espectros neutrónicos en cada zona. Las dimensiones de la malla son $32 \times 126 \times 240 \text{ cm}^3$, con una retícula mínima de dimensiones $2 \times 2 \times 2 \text{ cm}^3$. Dicha malla puede ser observada en la **Figura 6**. Se muestran diferentes secciones del alto flujo y el jet de litio. Como se puede observar la malla de muestreo no solo abarca el volumen del HFTM sino que también parte de los dispositivos del jet de litio. Esto se ha hecho así para que pudiésemos englobar dentro de la malla la parte superior del módulo, que tiene un ensanchamiento.

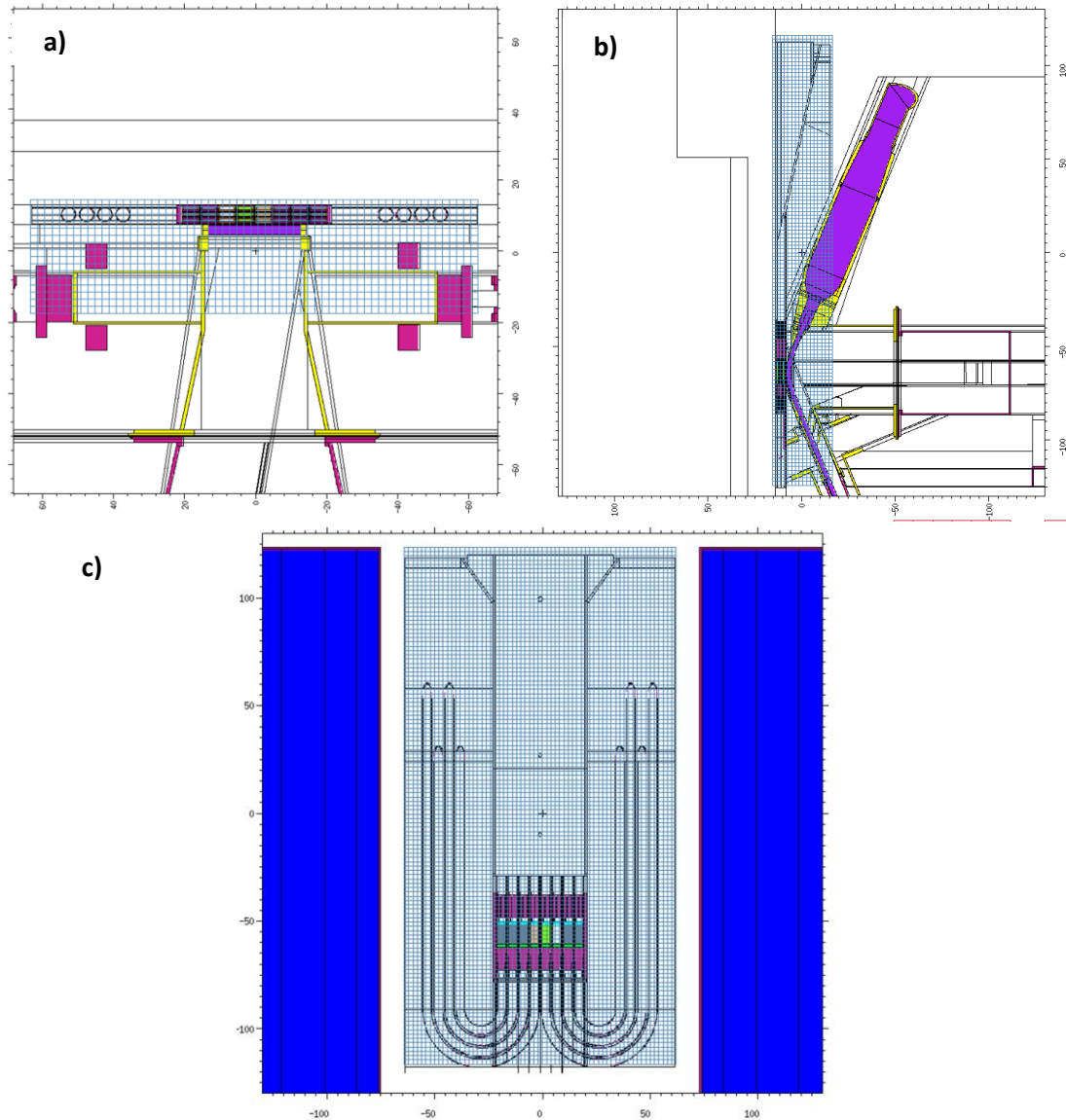


Figura 6.- Se muestran diferentes secciones del módulo de irradiación donde se observa el mallado utilizado para la obtención de los resultados; a) Plano XY; b) Plano XZ c) Plano YZ.

Los mapas 3D de las magnitudes anteriormente mencionadas fueron analizados con una subrutina FORTRAN y posteriormente visualizados con el programa Paraview [2].

4.2.- Resultados

Con el objetivo de realizar una primera evaluación de cómo se puede realizar el estudio de dosis residual del HFTM se han obtenido mapas de flujo, de daño por desplazamiento, y de producción de gases como el H₂ y el He. Además, se han estudiado sus gradientes, información bastante útil para identificar como la magnitudes mencionadas varían a lo largo del módulo.

La **Figura 7** muestra un mapa tridimensional de la tasa de fluencia de neutrones [n/cm^2s] con la geometría del HFTM superpuesta. Se han realizado varios cortes horizontales del mesh-tally y uno vertical central para que se pueda observar mejor las tendencias. Se puede observar como en el plano vertical la tasa de fluencia de neutrones tiene un rango de $7.25E11$ hasta $3.24 E14$ [n/cm^2s], es decir, que la tasa de fluencia disminuye tres órdenes de magnitud de un extremo a otro del módulo en altura ($2.4 m$). Pero por otro lado es fácil observar que la mayor variación se produce en la parte central del área de irradiación del módulo. Esto es fácil observarlo comparando los rangos de la tasa de fluencia en los planos horizontales 1 y 2 de la figura 1, $1.81E12 - 6.49E14$ [n/cm^2s] y $2.02E12 - 1.2E13$ [n/cm^2s] respectivamente. Se puede observar como de un plano al otro disminuimos al menos un orden de magnitud, es decir, en los primeros 10 cm.

La anterior afirmación se refuerza con los gradientes de tasa de fluencia [%/cm] mostrados en la **Figura 8**. Se puede observar claramente que los mayores gradientes se encuentran en la parte central del área de irradiación, con un máximo en 37.5 %/cm. Sin embargo en cuanto nos alejamos de la parte central los gradientes disminuyen rápidamente siendo menos del 7% en la mayoría del módulo.

La **Figura 9** muestra la relación de hidrógeno frente al daño [$H appm/dpa$]. Tenemos que en la parte central del área de irradiación obtenemos relaciones para el hidrogeno del orden de 40 a 60 [$H appm/dpa$] y cuando nos alejamos las relaciones disminuyen rápidamente hasta permanecer prácticamente constantes en el resto del módulo, como puede observarse en la **Figura 10**. En dicha figura se observa claramente como el máximo gradiente está en el 30 %/cm, en el área de irradiación mientras que en el resto del módulo tenemos gradientes menores del 2 %/cm.

La **Figura 11** muestra la relación de He [$He appm/dpa$] donde se puede observar la relación de He en la parte central de irradiación, donde se encuentran las muestras tendremos del orden de 8 a 15 [$He appm/dpa$]. En la **Figura 12** observamos también que los gradientes máximos de la relación de He se encuentran en la parte del centro y son menores del 33 % mientras que fuera de esa área disminuyen a valores menores del 5 %.

Por último hemos analizado el daño por desplazamiento en la **Figura 13**. En ella se muestra la tasa del daño por desplazamientos por átomo y año a pleno rendimiento [dpa/fpy]. Se observa que el máximo en el área de irradiación es de 25 dpa/fpy y que disminuye también rápidamente cuando nos alejamos del área de irradiación, como se observa en la **Figura 13**, ya que los gradientes de dicha magnitud, ilustrado en la **Figura 14**, alcanza un valor máximo del 28 %/cm en la parte de irradiación para luego disminuir a valores menores del 5 %/cm en el resto del módulo.

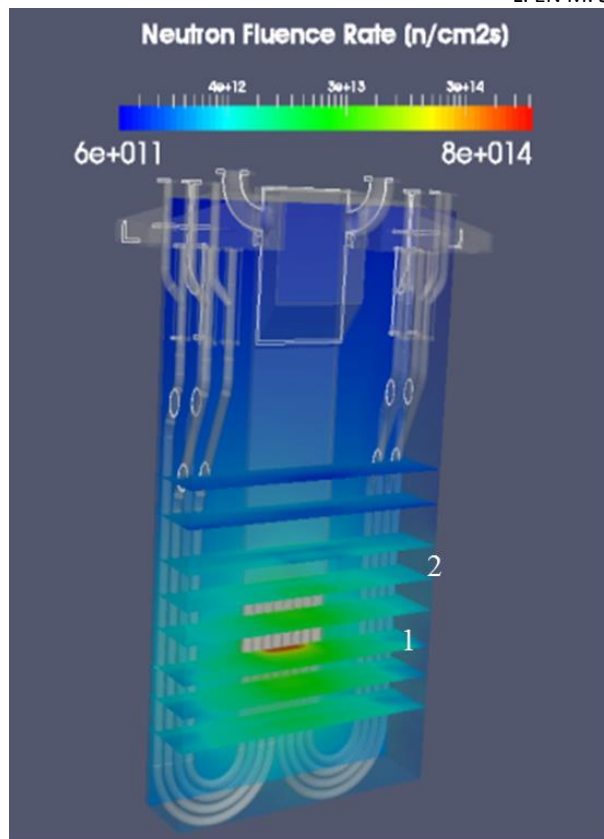


Figura 7.- Mapa 3D de la tasa de fluencia de neutrones [n/cm^2s]. Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM.

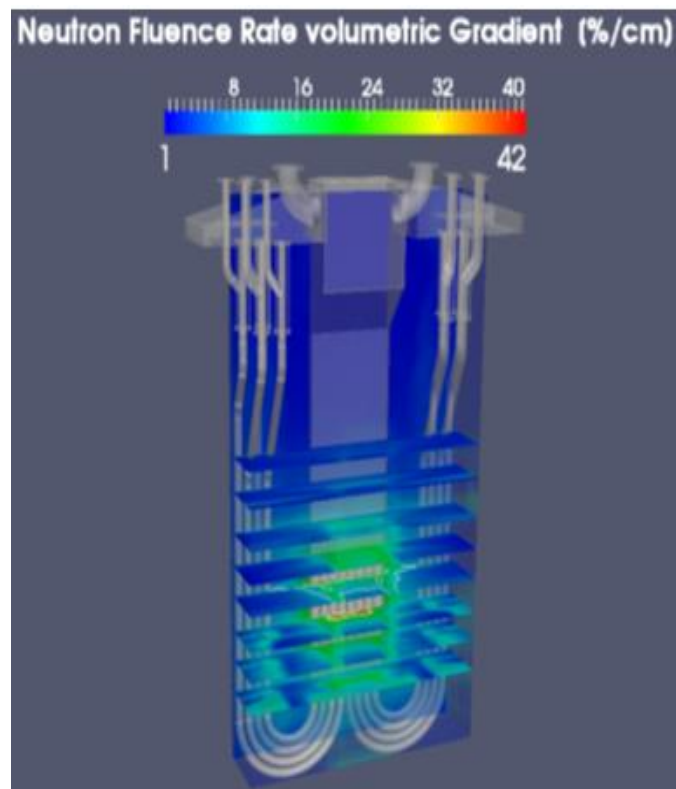


Figura 8.- Mapa 3D del gradiente de la tasa de fluencia (%/cm). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM

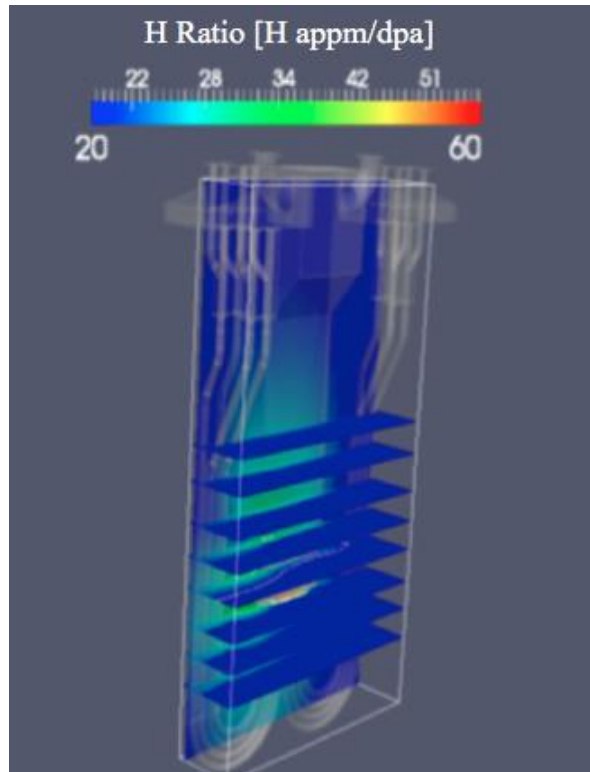


Figura 9.- Mapa 3D de la relación de hidrógeno ($H_{appm/dpa}$). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM horizontal y vertical del HFTM.

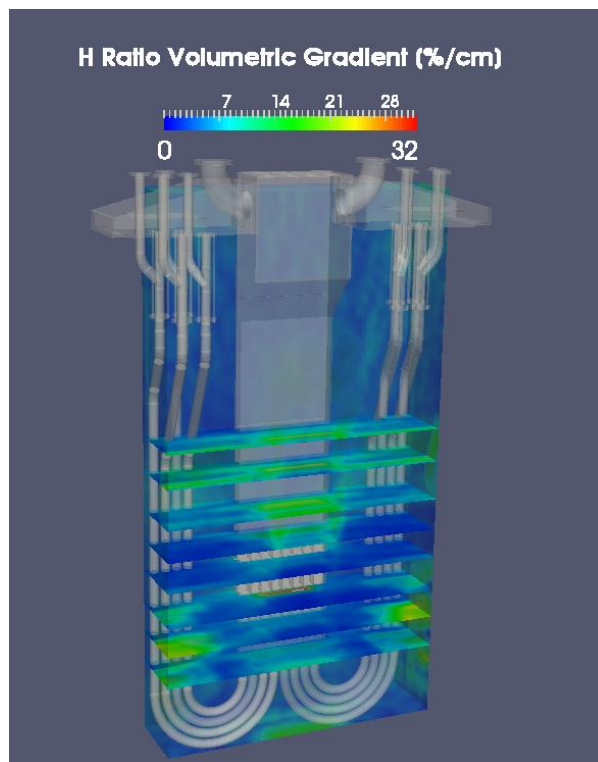


Figura 10.- Mapa 3D del gradiente volumétrico de la relación de hidrógeno ($\%/cm$). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM horizontal y vertical del HFTM.

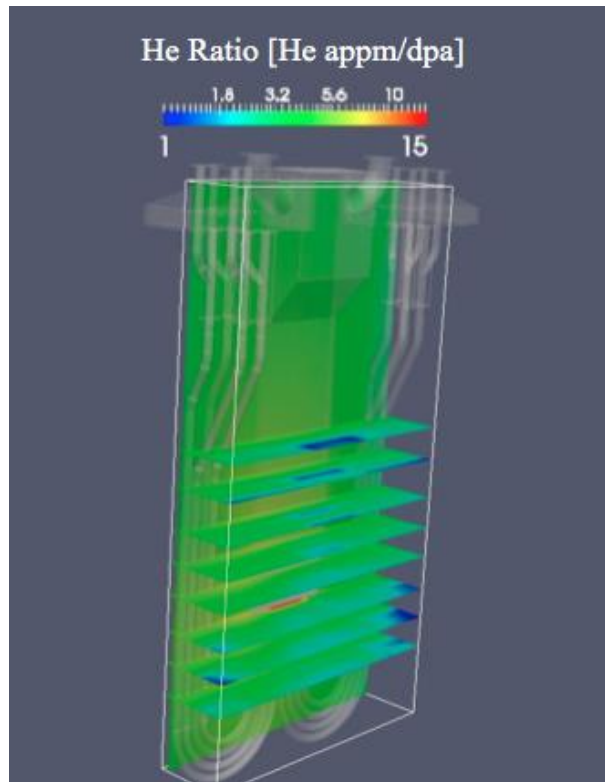


Figura 11.- Mapa 3D de la relación de helio ($He\ appm/dpa$). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM horizontal y vertical del HFTM.

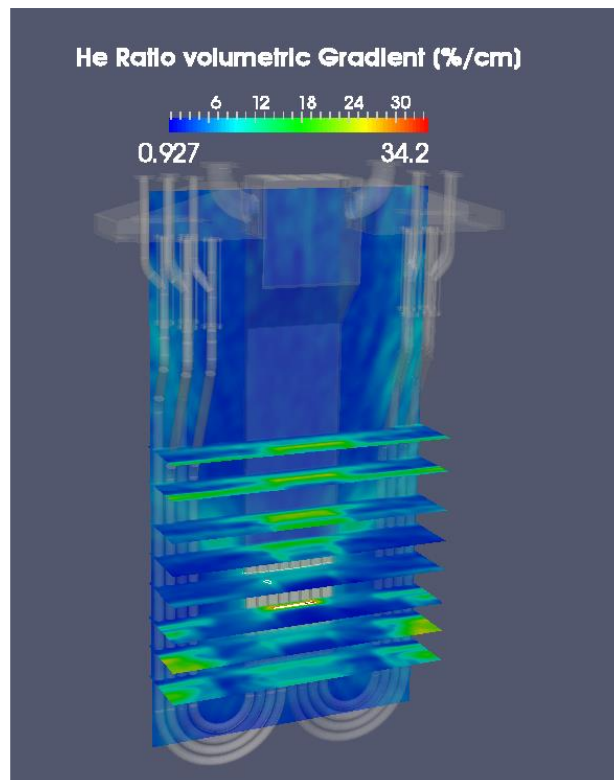


Figura 12.- Mapa 3D del gradiente volumétrico de la relación de helio (%/cm). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM horizontal y vertical del HFTM.

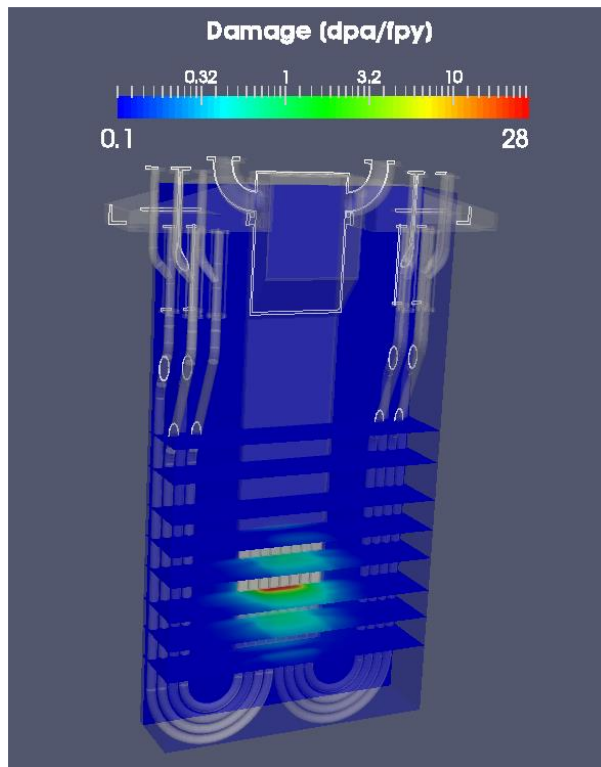


Figura 13.- Mapa 3D del daño por desplazamiento por átomo (dpa/fpy). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM horizontal y vertical del HFTM.

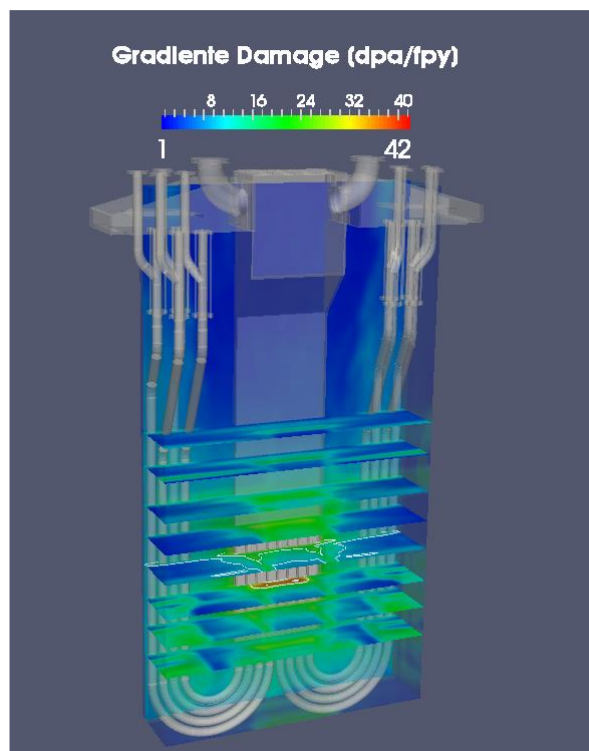


Figura 14.- Mapa de flujo 3D del gradiente del daño por desplazamiento (dpa/fpy). Se observan cortes horizontales y verticales de los datos. Además, se superpone la geometría del HFTM horizontal y vertical del HFTM.

4.3.- Conclusiones

Se ha realizado un estudio de los gradientes del flujo neutrónico en el área del HFTM para analizar la forma en que debe hacerse el cálculo de dosis residual por activación. El cálculo de la dosis residual será clave para evaluar el tipo de contenedor que debe ser utilizado para el transporte del HFTM a una celda caliente para su posterior desmontaje y análisis de las muestras irradiadas.

En este estudio se analizaron los cálculos de la tasa de fluencia de neutrones, las relaciones de Hidrogeno y de Helio, y del daño por desplazamiento por átomo en un año a pleno rendimiento. Principalmente se observa, por un lado que los gradientes correspondientes a las magnitudes mencionadas son siempre bajos, condición indispensable para este tipo de instalación de irradiación [6], y por otro lado, que disminuyen rápidamente si la distancia aumenta con respecto al centro del área de irradiación del módulo de Alto Flujo. En base a esto se concluye que, para el cálculo de activación, el modulo debe ser dividido en un número elevado de celdas en la parte central, mientras que en el resto del módulo podremos tener celdas grandes.

5.- (WPENS-2.2.6.1-T 10-12): “Irradiación Potencial en muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr y W en DONES”

Los estudios realizados para analizar si el área de irradiación de IFMIF-DONES se podrá usar para irradiar muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr o wolframio se expondrán en este apartado.

La aleación de Cu-Cr-Zr y wolframio son materiales candidatos para la primera pared de protección y del disipador de calor del divertor en DEMO. Estos materiales son propuestos por diversas razones, el wolframio es candidato por su elevado punto de fusión, mientras que la aleación de Cu-Cr-Zr es propuesta por su alta conductividad térmica al igual que por sus propiedades mecánicas; la presencia de estas muestras pueden tener un efecto en los parámetros de irradiación de las muestras de acero inoxidable colocadas también en el HFTM. Sin embargo el comportamiento de estos materiales bajo las condiciones de irradiación extremas como se esperan en DEMO es aún desconocido. Es por ello que es de vital importancia evaluar el uso potencial del HFTM para irradiar las aleaciones de cobre y wolframio junto con otros materiales a base de acero inoxidable. El objetivo final de irradiar estas muestras es estudiar el efecto de la irradiación en los materiales mediante técnicas de ensayo, que proporcionen información sobre los cambios que pueden sufrir las propiedades macroscópicas. Las técnicas de caracterización que nos interesan para estos materiales son: Tensión, Fatiga, Tenacidad estática, Tenacidad a la fractura y Temperatura de transición frágil-dúctil DBTT.

El objetivo de este estudio es evaluar el potencial uso del área de irradiación de IFMIF-DONES para irradiar muestras de wolframio y aleaciones de cobre. Para ello se analizaron computacionalmente los efectos de la radiación en dichos materiales y se compararon con los requisitos de irradiación expuestos en el mapa de ruta de fusión y con cálculos de un DEMO-DCLL en la zona del divertor. De esta

manera se puede definir si los experimentos de irradiación diseñados para estos materiales en la instalación IFMIF-DONES son relevantes para reproducir las condiciones de irradiación del futuro reactor experimental DONES.

Los efectos de la radiación evaluados en este estudio son la dosis de daño [dpa/fpy] y sus gradientes [%/cm]. Además, estos resultados nos darán una valiosa información para la toma de decisión de la mejor configuración de las muestras en el HFTM1 y HFTM2 para optimizar los parámetros de irradiación.

Posteriormente se analizó la producción de gases y finalmente se analizó la función volumen irradiado versus relación He/dpa en la parte central del HFTM1, para analizar cómo afecta la colocación del wolframio o la aleación de Cu-Cr-Zr en los demás sitios a los parámetros de irradiación a las muestras de acero.

5.1.- Resultados de los cálculos neutrónicos realizados en el área del divertor de un DEMO-DCLL

Estos cálculos se han realizado por la Dra. Iole Palermo del Ciemat, encargada del desarrollo del modelo neutrónico del DEMO-DCLL dentro del marco del programa de EUROfusion. Los cálculos se realizaron con el objetivo de obtener los valores de daño y producción de gases que se obtendrán en el wolframio y en las aleaciones de Cu-Zr-Cr del divertor, con la finalidad de identificar si en IFMIF-DONES podremos obtener condiciones de irradiación equivalentes a los de la fusión nuclear.

En la **Figura 15** se muestra el mapa de daño por desplazamiento atómico generado en la aleación de Cu-Cr-Zr en el modelo neutrónico DEMO-DCLL.

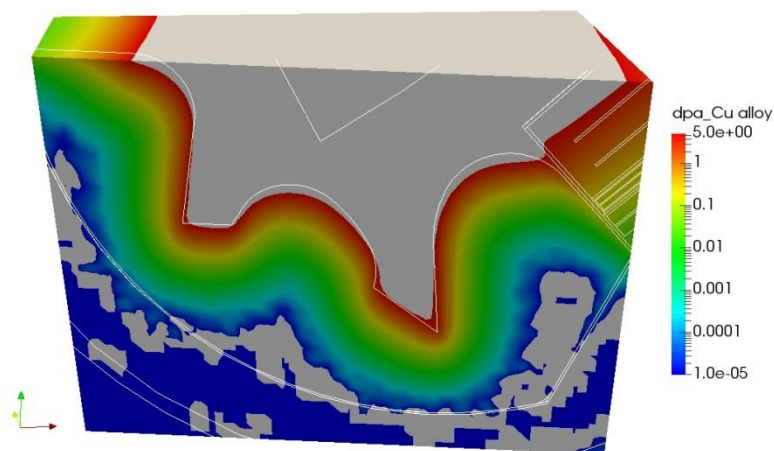


Figura 15.- Mapa de daño generado en la aleación de Cu-Cr-Zr, el orden es de 5dpa/fpy en DEMO-DCLL .

En la **Figura 16** se muestra el mapa de daño por desplazamiento atómico generado en el wolframio, en el modelo neutrónico DEMO-DCLL.

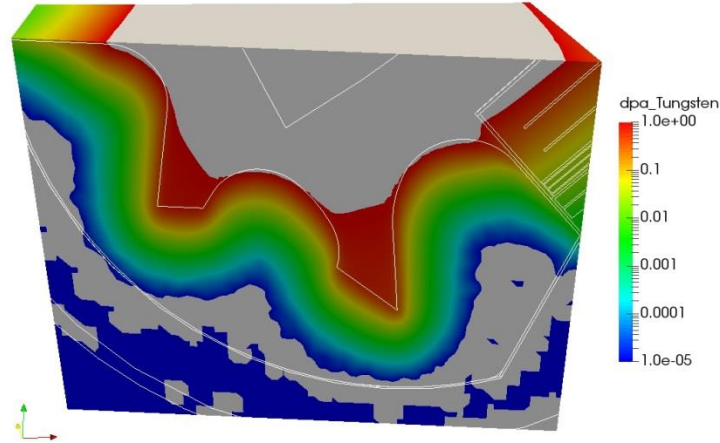


Figura 16.- Mapa de daño generado en W, el orden es de 1dpa/fpy en DEMO-DCLL.

En la **Figura 17** se muestra el mapa de daño por desplazamiento atómico generado en el hierro, en el modelo neutrónico DEMO-DCLL.

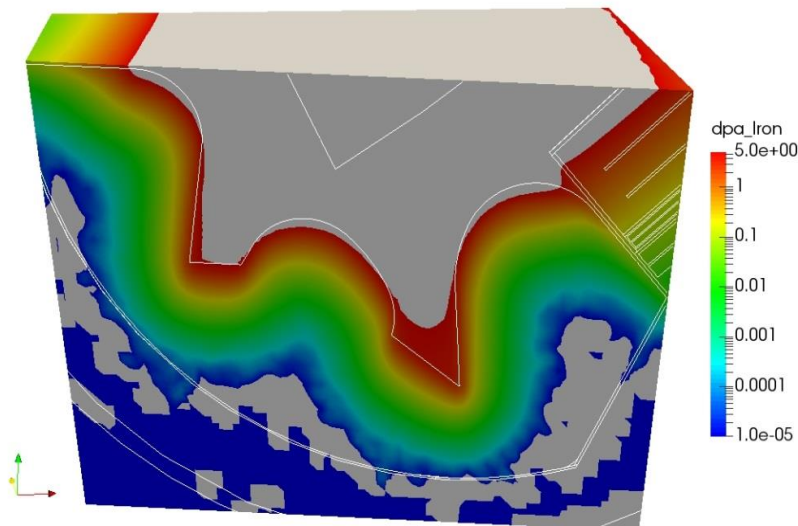


Figura 17.- Mapa de daño generado en hierro, el orden es de 5dpa/fpy en DEMO-DCLL.

Los resultados obtenidos se utilizarán como referencia para definir si la colocación de las muestras en el área de irradiación de IFMIF-DONES es correcta. Con el objetivo de validar experimentos de irradiación equivalentes a la fusión.

5.2.- Metodología

Al igual que el proyecto anterior se ha tomado como modelo de partida el modelo neutrónico mdl69[27] (modelo neutrónico oficial de la celda de prueba de IFMIF-DONES) de la celda de prueba de IFMIF pero eliminado todos los módulos de irradiación salvo el HFTM. Posteriormente se le ha añadido un módulo idéntico al HFTM detrás de este, para analizar el posible aumento del área de irradiación **Figura 18**. La **Figura 5 a)** muestra la sección transversal horizontal de la celda de prueba de IFMIF, y la **Figura 5 b)** muestra como se ha modificado para transformarla en el modelo neutrónico de la Celda de prueba de DONES. En las dos imágenes también se aprecia el jet de litio y la vasija de blindaje en la que se encuentra instalada la celda de prueba, bloque azul.

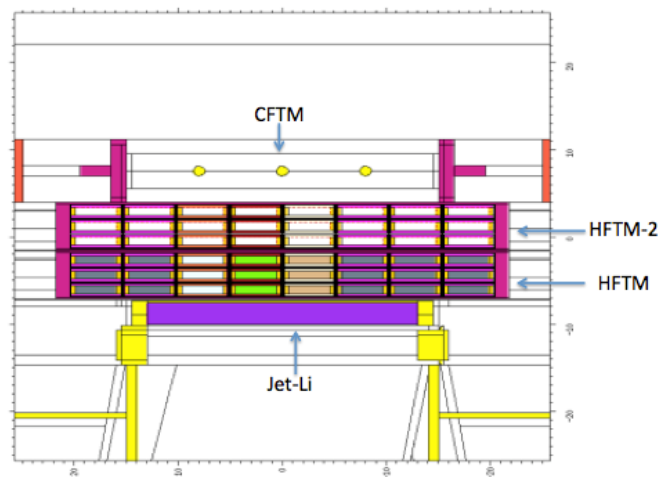


Figura 18.- Sección horizontal del modelo neutrónico de la celda de ensayo de IFMIF, donde son visibles el HFTM, HFTM2 y el CFTM.

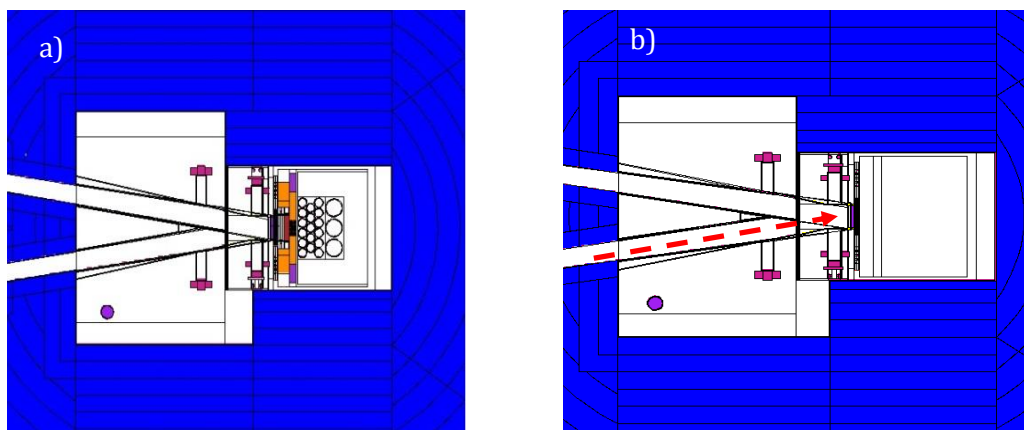


Figure 5.- a) MCNP modelo geométrico de la celda de prueba de IFMIF ; b) Modelo geométrico MCNP de la celda de prueba DONES , la flecha roja indica la dirección del el haz de deuterones seleccionado de los dos posibles opciones para generar la fuente de neutrones después de incidir sobre el jet de litio.

Se realizó un muestreo tridimensional de dosis de daño por desplazamiento atómico [dpa/fpy], gradiente volumétrico de la dosis de daño [%/cm] y gradiente vertical de la dosis de daño [%/cm] a través del volumen de HFTM y HFTM2. Se han calculado los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de dosis por daño, el primero se calculó obteniendo los gradientes en el plano perpendicular a la dirección de propagación del haz mientras que en el segundo, para el cálculo fueron considerados los gradientes con respecto a cada punto, entorno a él en todas las direcciones [6]. Estos gradientes estiman las condiciones de irradiación entre las diferentes muestras dentro del HFTM y HFTM2. El vertical nos indica las condiciones de irradiación entre las diferentes muestras mientras que el volumétrico es relevante para estimar el gradiente dentro de una muestra dada.

Para ello usamos un mesh-tally, pero este define una malla en el HFTM y HFTM2 con un número suficiente de cuadrícula como para realizar un mapeo suficientemente fiable de los espectros neutrónicos en cada zona. Las dimensiones de la malla son $40 \times 5 \times 8 \text{ cm}^3$, con una retícula mínima de dimensiones $0.25 \times 0.25 \times 0.25 \text{ cm}^3$.

Dicha malla puede ser observada en la figura 19. Se muestra el mallado sobre el área del HFTM2. Cada rig tiene dimensiones de $4 \times 0.09 \times 8.2 \text{ cm}^3$, donde cada uno de estos contiene muestras del material a irradiar, ya sea de aleaciones de Cu-Cr-Zr, wolframio o hierro.

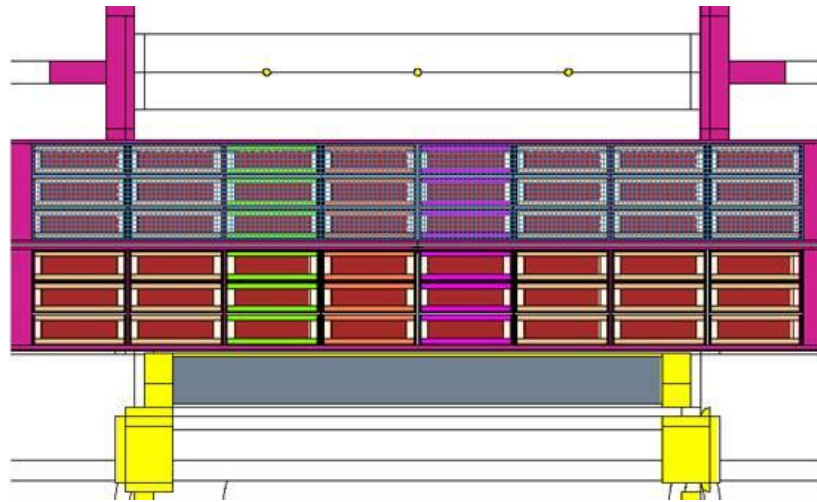


Figura19.- Se muestra la geometría del HFTM y HFTM2, el mallado se encuentra sobre el área del HFTM2, ubicado en la parte superior.

La composición isotópica a utilizar para la aleación de Cu-Cr-Zr y el wolframio, se especifica a continuación en la **Tabla 1** y **Tabla 2**, respectivamente. Mientras que para el acero inoxidable Eurofer, se han tomado los datos correspondientes al hierro puesto que este material está compuesto en una gran proporción por dicho elemento.

Tabla 1: CuZrCr-Alloy-IG, Se ha tomado la aleación de Cu oficial de ITER, del modelo neutrónico de ITER.

Isotopes	Weight[%]	Density[gr/cm3]	Density [atoms/cm3]
Cr 50	0.033	2.876E-03	3.47E+19
Cr 52	0.628	5.539E-02	6.42E+20
Cr 53	0.071	6.280E-03	7.14E+19
Cr 54	0.018	1.567E-03	1.75E+19
Zr	0.110	9.695E-03	6.40E+19
O 16	0.030	2.644E-03	9.96E+19
Co 59	0.060	5.288E-03	5.40E+19
Si 28	0.010	8.941E-04	1.92E+19
Si 29	0.001	4.547E-05	9.45E+17
Si 30	0.000	2.996E-05	6.02E+17
Cu 63	68.505	6.038E+00	5.78E+22
Cu 65	30.534	2.691E+00	2.50E+22
Total	100.000	8.814	8.376E+22

Tabla 2: Wolframio puro, recopilado del modelo neutrónico de IFMIF mdl69 [27]

Isotopes	Weight %	Density [gr/cm3]	Density [atoms/cm3]
C 12	9.89E-05	1.91E-03	9.58334E+19
C 13	1.07E-06	2.07E-05	9.56777E+17
W 80	1.20E-03	2.31E-02	7.74494E+19
W 83	2.65E-01	5.11E+00	1.69155E+22
W 84	1.43E-01	2.76E+00	9.08444E+21
W 86	3.06E-01	5.91E+00	1.93455E+22
O 16	2.84E-01	5.48E+00	1.77572E+22
O 17	9.98E-05	1.93E-03	7.24759E+19
O 18	3.80E-08	7.33E-07	2.59839E+16
N 14	2.05E-07	3.96E-06	1.32389E+17
N 15	9.96E-05	1.92E-03	8.27258E+19
Ni 58	3.68E-07	7.10E-06	2.85185E+17
Ni 60	6.81E-05	1.31E-03	1.3644E+19
Ni 61	2.62E-05	5.06E-04	5.08046E+18
Ni 62	1.14E-06	2.20E-05	2.17224E+17
Ni 64	3.63E-06	7.01E-05	6.81433E+17
Si 28	9.26E-07	1.79E-05	1.68118E+17
Si 29	9.22E-05	1.78E-03	3.82898E+19
Si 30	4.68E-06	9.04E-05	1.87722E+18
Si 54	3.09E-06	5.96E-05	1.19619E+18
Fe 54	5.85E-06	1.13E-04	1.25823E+18
Fe 56	9.18E-05	1.77E-03	1.90461E+19
Fe 57	2.12E-06	4.09E-05	4.32142E+17
Fe 58	2.82E-07	5.44E-06	5.65186E+16
	100	1.93E+01	6.35E+22

La fracción de volumen considerado de muestra del paquete de muestras experimentales es 74.19 % de acero inoxidable Eurofer y 25.81% de NaK, como se especificó en el informe HFTM DDD [30].

Se hizo la simulación neutrónica en 8 casos diferentes, es decir, se acomodaron las muestras en distintos lugares de ambos módulos, HFTM y HFTM2, ya sea de la aleación de Cu-Cr-Zr, wolframio, hierro o combinaciones de ellos. Los casos fueron los siguientes:

- **Caso 1:** Las muestras de acero EUROFER se colocan en los 12 rigs centrales del HFTM, mientras que en los laterales del HFTM y en los 24 rigs del HFTM2 se llenaron de muestras de aleación de Cu-Cr-Zr. Figura 20.
- **Caso 2:** Las muestras de acero EUROFER se colocan en los 12 rigs centrales del HFTM, mientras que en los laterales del HFTM y en los 24 rigs del HFTM2 se llenaron de muestras de wolframio. Figura 20.
- **Caso 3:** Ambos módulos fueron llenados de muestras de acero EUROFER. Figura 21.
- **Caso 4:** Para este caso se utilizaron los 3 materiales antes mencionados, el acomodo fue el siguiente: en la parte central del HFTM se colocaron muestras de acero Eurofer, como en los casos anteriores; análogamente en la parte central del HFTM2 se colocaron muestras de wolframio, mientras que los laterales del HFTM y HFTM2 se colocaron muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr. Figura 22.
- **Caso 5:** en este caso se realizó la simulación con solo un material, la aleación de Cu-Cr-Zr; se colocaron muestras de dicha aleación en el HFTM y el HFTM2. Figura 21.
- **Caso 6:** Al igual que el caso anterior se utilizaron muestras de un solo material, en este caso fue el wolframio, para los módulos de irradiación HFTM y HFTM2. Figura 21.
- **Caso 7:** Para este caso el volumen del HFTM2 fue modificado, de tal manera que se removieron 8 rigs (última fila), los cuales se ubicaban en la parte más alejada del área de irradiación, por lo cual el volumen del HFTM2 se redujo. Respecto a la configuración de llenado de muestras es igual al caso 4, salvo que hemos eliminado la última fila del HFTM2. Figura 23 a).

En las **Figuras 20, 21, 22 y 23** se muestran los diferentes llenados de los distintos casos evaluados:

		SS	SS	SS	SS		
		SS	SS	SS	SS		
		SS	SS	SS	SS		

Figura 20.- Esquema de llenado de los casos 1 y 2. Los rigs marrones corresponden al llenado de la aleación de Cu-Zr-Cr para el caso 1 y de wolframio para el caso 2. El área central en blanco corresponde a los rigs de EUROFER.

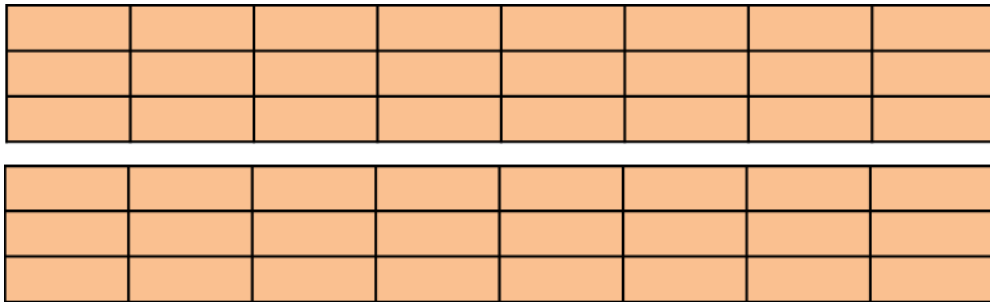


Figura 21.- Esquema de llenado de los casos 3, 5 y 6. Los rigs de HFTM y HFTM2 son llenados de muestras de EUROFER, aleación de Cu-Zr-Cr y de wolframio respectivamente.

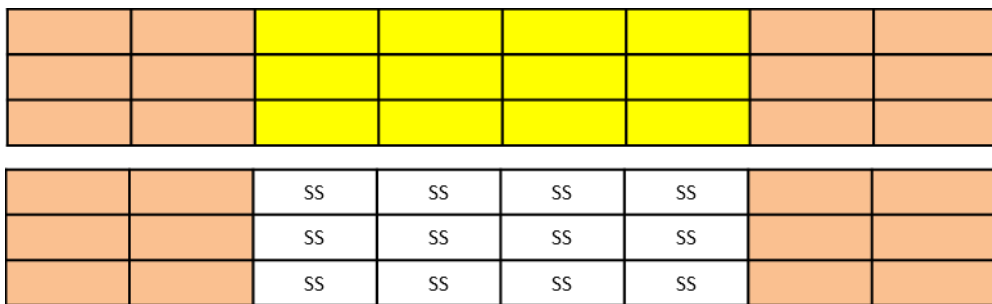


Figura 22.- Configuración de llenado correspondiente al caso 4. El centro del HFTM contiene muestras de Eurofer; El área marrón aleaciones de Cu-Zr-Cr; el área amarilla wolframio.

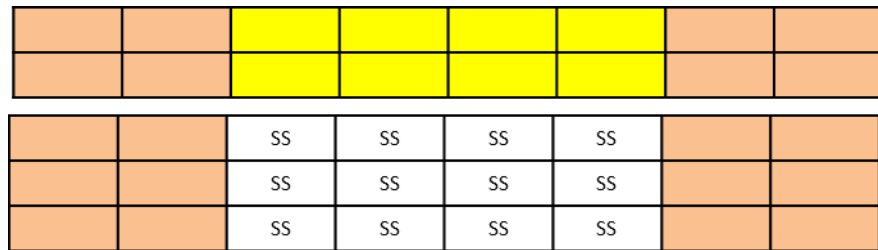


Figure 23.- Configuración de llenado correspondiente al caso 7. El centro del HFTM contienen muestras de Eurofer; El área marrón aleaciones de Cu-Zr-Cr; El área amarilla wolframio.

5.3. Resultados

Los cálculos realizados consisten en analizar la tasa de dosis de daño [dpa/fpy], el gradiente vertical de la tasa de dosis de daño [%/cm] y el gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño [%/cm], con la finalidad de tener el conocimiento sobre las magnitudes de daño alcanzadas en las muestras irradiadas, para así poder determinar cual es el mejor acomodo de las muestras en el HFTM y HFTM2.

La **Figura 24** muestra un mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], se observa un corte horizontal central con el fin de visualizar mejor las tendencias. Se puede observar que a través de la parte central del HFTM la tasa de fluencia de dosis de daño va de 20 a 10 [dpa/fpy], la tasa de dosis de daño disminuye conforme se aleja de la parte central HFTM, que es el área de irradiación, disminuye 10 [dpa/fpy] a la parte superior del HFTM (5cm), mientras que el HFTM2 varía de 10 a 5 [dpa/fpy] de un extremo a otro del área central del HFTM2 (5-10 cm).

Para los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de dosis de daño, **Figura 25** y **26** respectivamente, se observa que para el gradiente vertical los valores menores se encuentran dentro del área de irradiación, el área central de HFTM, que van de 5 a 30 [%/cm] mientras que conforme se aleja de esa área dentro del mismo módulo HFTM los valores oscilan de 30 a 40 [%/cm], es decir, que en las partes laterales, los valores del [dpa/fpy] son mayores puesto que los gradientes nos indican una disminución mayor en esas áreas, que es donde se colocaron las muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr. Para el HFTM2 se sigue la misma tendencia pero los valores en la parte central del HFTM varían de 5 a 10 [%/cm], mientras que fuera de esta área oscila de 20 a 25 [%/cm], es decir, la diferencia de un extremo a otro del HFTM2 es 5 [%/cm]. En la **Figura 26**, el gradiente volumétrico sigue la misma tendencia solo que los valores son más elevados. Para este caso en la parte central del HFTM los valores van de 20 [dpa/fpy] hasta 60 [dpa/fpy], mientras que los valores fuera del área van disminuyendo conforme se aleja de sea área de irradiación lo cual indica que el daño en el material es más grande en profundidad.

La **Figura 27**, al igual que la **Figura 24**, muestra un mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], se observa un corte horizontal central con el fin de visualizar mejor las tendencias. Se puede observar que a través de la parte central del HFTM la tasa de fluencia de dosis de daño va de 20 a 5 [dpa/fpy], la tasa de dosis de daño disminuye conforme se aleja de la parte central HFTM, que es el área de irradiación, disminuye 15 [dpa/fpy] a la parte superior del HFTM (5cm), mientras que el HFTM2 varía de 1 a 0.5 [dpa/fpy] de un extremo a otro del área central del HFTM2 (5-10 cm), claramente se observa la disminución en la tasa de dosis de daño en las muestras de wolframio.

Para los gradientes vertical y volumétrico correspondientes a la tasa de dosis de daño, **Figura 28**, se observa que para el gradiente vertical los valores menores se encuentran dentro de la parte central de HFTM2, que van de 5 a 15 [%/cm] mientras que en el resto del área, de ese mismo módulo, los valores crecen 5 [%/cm]; en la parte central del HFTM los valores oscilan de 5 a 25 [%/cm], mientras que en las partes laterales son mayores, van de 20 a 40 [%/cm] y esta la parte donde se colocaron muestras de wolframio, es decir, en las partes laterales los valores son mayores puesto que los gradientes nos indican una disminución de [dpa/fpy] mayor en esas áreas. En la **Figura 29**, el gradiente volumétrico sigue la misma tendencia solo que los valores son más elevados. Para este caso en la parte central del HFTM los

valores van de 20 [dpa/fpy] hasta 60 [dpa/fpy] , mientras que los valores fuera del área van disminuyendo conforme se aleja de sea área de irradiación, de forma análoga en el HFTM2, en la parte central los valores van de 20 a 30 [%/cm] y conforme se aleja de esta área se mantiene en 30 [%/cm], lo cual indica que el daño en el material es más grande en profundidad.

La **Figura 30** se muestra un mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], se observa un corte horizontal central con el fin de visualizar mejor las tendencias. Se puede observar que a través de la parte central del HFTM la tasa de fluencia de dosis de daño va de 30 a 10 [dpa/fpy], la tasa de dosis de daño disminuye conforme se aleja de la parte central HFTM, que es el área de irradiación, disminuye 20 [dpa/fpy] a la parte superior del HFTM (5cm), mientras que el HFTM2 varía de 1 a 5 [dpa/fpy] de un extremo a otro del área central del HFTM2 (5-10 cm).

Para los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de dosis de daño, **Figura 31** y **32** respectivamente, se observa que para el gradiente vertical los valores menores se encuentran dentro del área de irradiación, el área central de HFTM, que van de 5 a 30 [%/cm] mientras que conforme se aleja de esa área dentro del mismo módulo HFTM los valores oscilan de 20 a 30 [%/cm], es decir, que en las partes laterales, los valores son mayores puesto que los gradientes nos indica una disminución mayor en esas áreas. Para el HFTM2 se sigue la misma tendencia pero los valores en la parte central del HFTM varían de 5 a 10 [%/cm], mientras que fuera de esta área oscila de 10 a 20 [%/cm], es decir, la diferencia de un extremo a otro del HFTM2 es 10 [%/cm]. En la **Figura 32**, el gradiente volumétrico sigue la misma tendencia solo que los valores son más elevados. Para este caso en la parte central del HFTM los valores van de 20 hasta 60 [dpa/fpy], mientras que los valores fuera del área van disminuyendo conforme se aleja de sea área de irradiación lo cual indica que el daño en el material es más grande en profundidad.

La **Figura 33** muestra un mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], se observa un corte horizontal central con el fin de visualizar mejor las tendencias. Se puede observar que a través de la parte central del HFTM la tasa de fluencia de dosis de daño va de 20 a 5 [dpa/fpy], la tasa de dosis de daño disminuye conforme se aleja de la parte central HFTM, que es el área de irradiación, disminuye 15 [dpa/fpy] a la parte superior del HFTM (5cm), mientras que el HFTM2 es menor que 1 [dpa/fpy] en toda la parte central, en las partes laterales va de 5 a 1 [dpa/fpy].

Para los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de dosis de daño, **Figura 34** y **35** respectivamente, se observa que para el gradiente vertical los del área central de HFTM, van de 20 a 50 [%/cm] mientras que conforme se aleja de esa área dentro del mismo módulo HFTM los valores oscilan de 50 a 30 [%/cm], es decir, que en las

partes laterales, los valores nos indica una disminución mayor en esas áreas, que es donde se encuentra la aleación de Cu-Cr-Zr, como fue en el caso 1. Para el HFTM2 se sigue la misma tendencia pero los valores en la parte central varían de 5 a 20 %/cm, mientras que fuera de esta área se encuentra en 20 [%/cm]. En la **Figura 35**, el gradiente volumétrico sigue la misma tendencia y los valores se mantienen para el HFTM. Para este caso en la parte central del HFTM los valores van de 20 [%/cm] hasta 50 [%/cm], mientras que los valores fuera del área van disminuyendo conforme se aleja de sea área de irradiación lo cual indica que el daño en el material es más grande en profundidad. En la parte central del HFTM2 va de 20 a 30 [%/cm] mientras que en resto del área se mantiene en 30 [%/cm].

La **Figura 36** muestra un mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], se observa un corte horizontal central con el fin de visualizar mejor las tendencias. Se puede observar que a través de la parte central del HFTM la tasa de fluencia de dosis de daño va de 30 a 10 [dpa/fpy], la tasa de dosis de daño disminuye conforme se aleja de la parte central HFTM, que es el área de irradiación, disminuye 20 [dpa/fpy] a la parte superior del HFTM (5cm), mientras que el HFTM2 varia de 10 a 5 [dpa/fpy] de un extremo a otro del área central del HFTM2 (5-10 cm).

Para los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de dosis de daño, **Figura 37** y **38** respectivamente, se observa que para el gradiente vertical los valores menores se encuentran dentro del área de irradiación, el área central de HFTM, que van de 5 a 20 [%/cm] mientras que conforme se aleja de esa área dentro del mismo módulo HFTM los valores oscilan de 30 a 40 [%/cm], es decir, que en las partes laterales, los valores son mayores puesto que los gradientes nos indica una disminución mayor en esas áreas. Para el HFTM2 se sigue la misma tendencia en la parte central varían de 5 a 20 [%/cm], mientras que fuera de esta área oscila de 20 a 30 [%/cm], es decir, la diferencia de un extremo a otro del HFTM2 es 10 [%/cm]. En la **Figura 38**, el gradiente volumétrico sigue la misma tendencia solo que los valores son más elevados. Para este caso en la parte central del HFTM los valores van de 20 dpa/fpy hasta 50 dpa/fpy, mientras que los valores fuera del área van disminuyendo conforme se aleja de sea área de irradiación lo cual indica que el daño en el material es más grande en profundidad.

La **Figura 39** muestra un mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], se observa un corte horizontal central con el fin de visualizar mejor las tendencias. Se puede observar que a través de la parte central del HFTM la tasa de fluencia de dosis de daño va de 2 a 1 [dpa/fpy], la tasa de dosis de daño disminuye conforme se aleja de la parte central HFTM, que es el área de irradiación, disminuye menos de un 1 [dpa/fpy] a la parte superior del HFTM (5cm), mientras que en el HFTM2 su valor es menos de 1 [dpa/fpy].

Para los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de dosis de daño, **Figura 40** y **41** respectivamente, se observa que para el gradiente vertical los valores menores se encuentran dentro del área de irradiación, el área central de HFTM, que van de 5 a 20 [%/cm] mientras que conforme se aleja de esa área dentro del mismo módulo HFTM los valores oscilan de 40 a 20 [%/cm], es decir, que en las partes laterales, los valores del [dpa/fpy] son mayores puesto que los gradientes nos indica una disminución mayor en esas áreas. Para el HFTM2 se sigue la misma tendencia pero los valores en la parte central del HFTM varían de 5 a 30 [%/cm], mientras que fuera de esta área su valor es de 20 [%/cm], es decir. En la **Figura 41**, el gradiente volumétrico sigue la misma tendencia solo que los valores son más elevados. Para este caso en la parte central del HFTM los valores van de 20 [dpa/fpy] hasta 50 [dpa/fpy], mientras que los valores fuera del área van disminuyendo conforme se aleja de sea área de irradiación lo cual indica que el daño en el material es más grande en profundidad.

El análisis de las **Figuras 42, 43 y 44** es de manera análoga al caso 4, **Figuras 33, 34 y 35**, ya que el acomodo de los muestras es el mismo, en este caso donde se ha removido la última fila de rigs en el HFTM2, los niveles de la tasa de dosis daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], así como los valores de los gradientes vertical y volumétrico de la tasa de daño [%/cm] se mantienen como el caso 4.

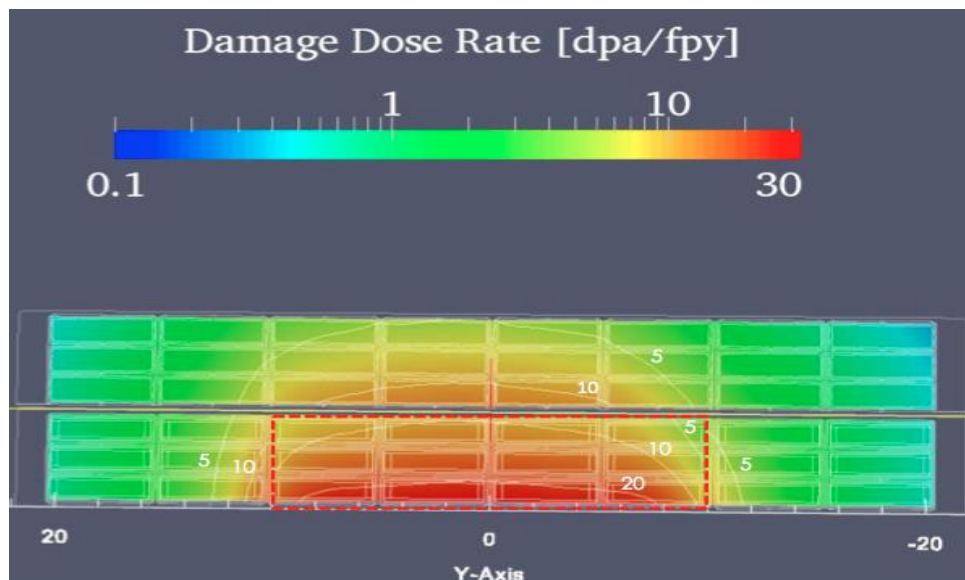


Figura 24.- Mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy], corte horizontal. Los rigs contienen muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr en el HFTM2 así como en los laterales del HFTM, y Fe en el centro del HFTM, dentro del recuadro rojo.

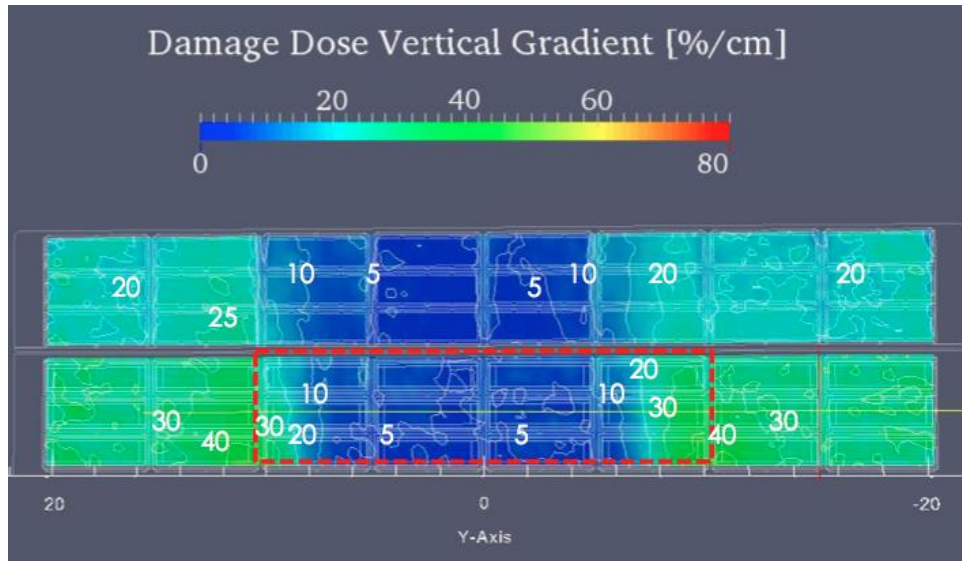


Figura 25.- Mapa del gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año de plena potencia [%/cm]. Los rigs contienen muestras de aleación de Cu-Cr-Zr en HFTM2 y en los laterales del HFTM, y Fe en la parte central del HFTM, dentro del recuadro rojo.

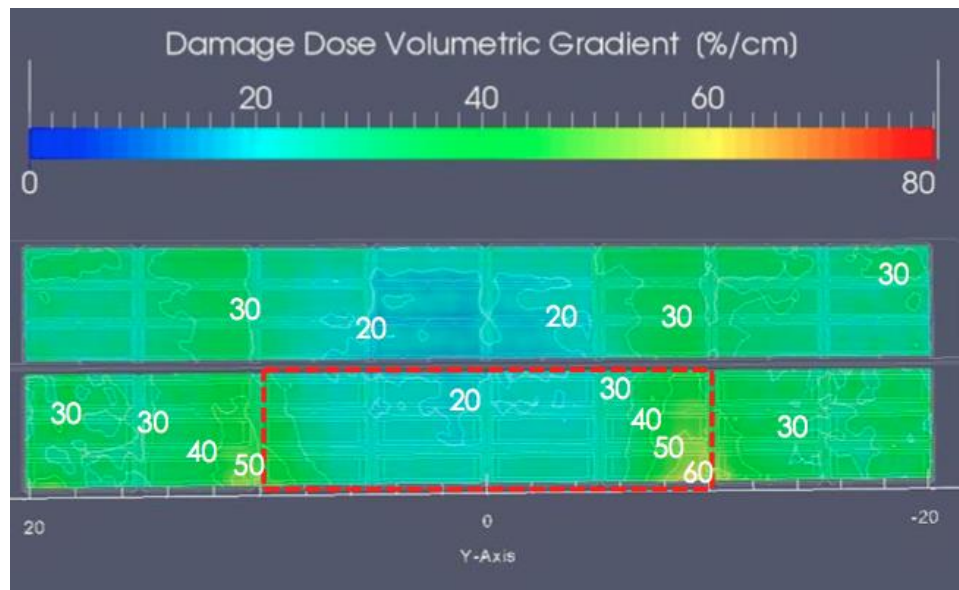


Figura 26.- Aleación de Cu en HFTM2 y en los laterales del HFTM, y en la parte central del HFTM hierro (dentro del recuadro rojo). Se muestra el mapa 3D del gradiente volumétrico de la tasa de dosis por daño atómico [%/cm].

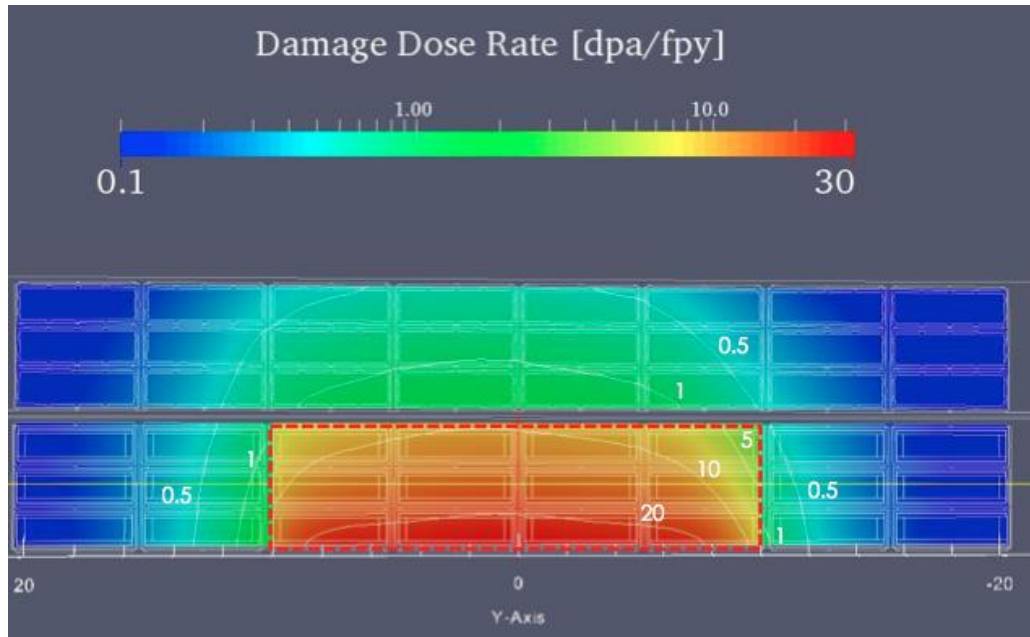


Figura 27.- Se muestra la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy]. Wolframio en el HFTM2 y en los laterales del HFTM2 y Fe en la parte central del HFTM dentro del recuadro rojo.

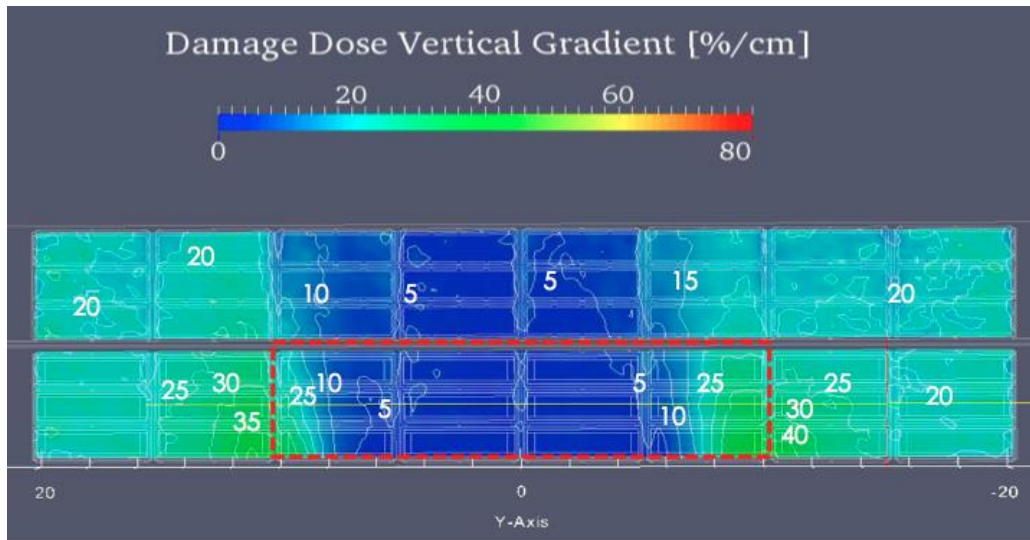


Figura 28.- Se muestra el gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm]. Wolframio en el HFTM2 y en los laterales del HFTM, y hierro en la parte central del HFTM dentro del recuadro rojo.

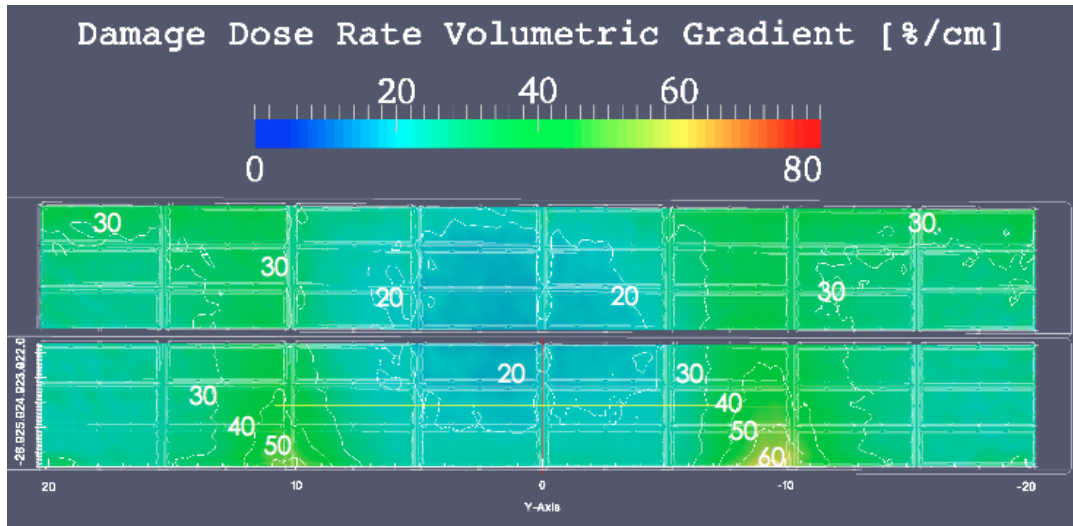


Figura 29.- Wolframio en HFTM y en las orillas del HFTM2, y hierro en la parte central del HFTM dentro del recuadro rojo. Se muestra el gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

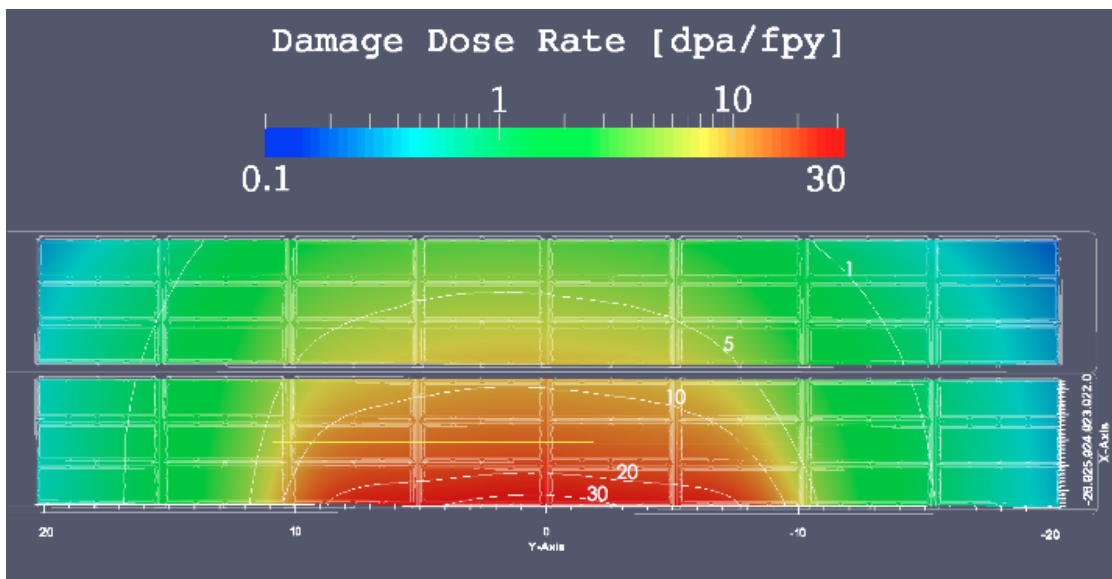


Figura 30.- Hierro en HFTM y HFTM2. Se muestra la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy].

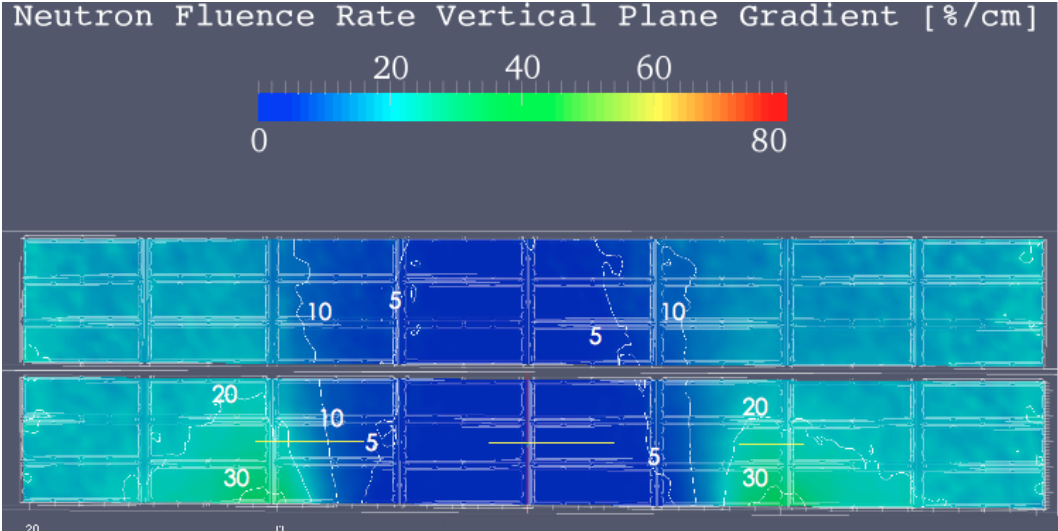


Figura 31.- Hierro en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

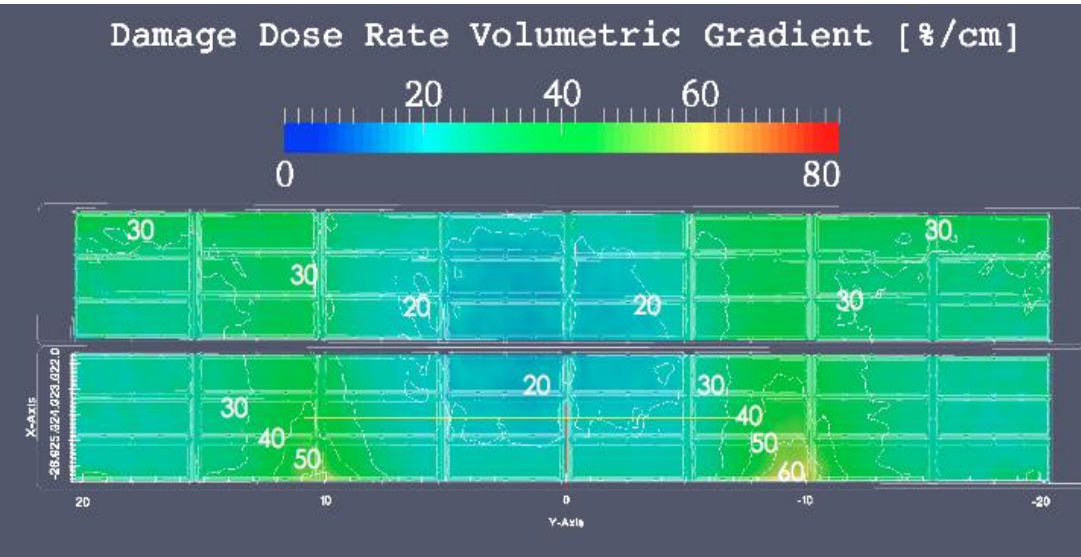


Figura 32.- Hierro en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

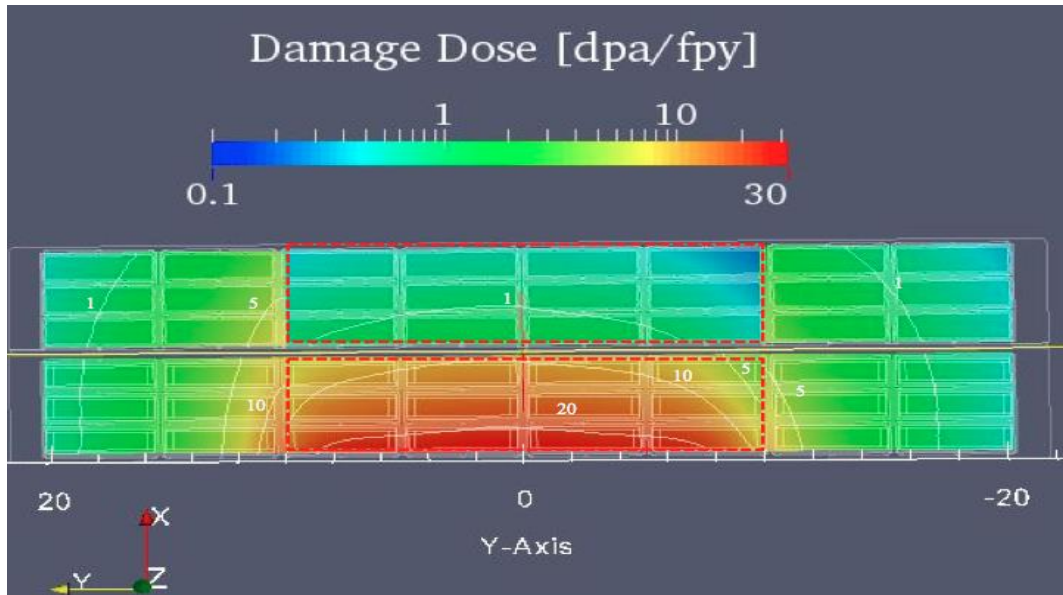


Figura 33.- Fe en la parte central del HFTM, W en la parte central del HFTM2, y la aleación de Cu-Cr-Zr en los laterales del HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy].

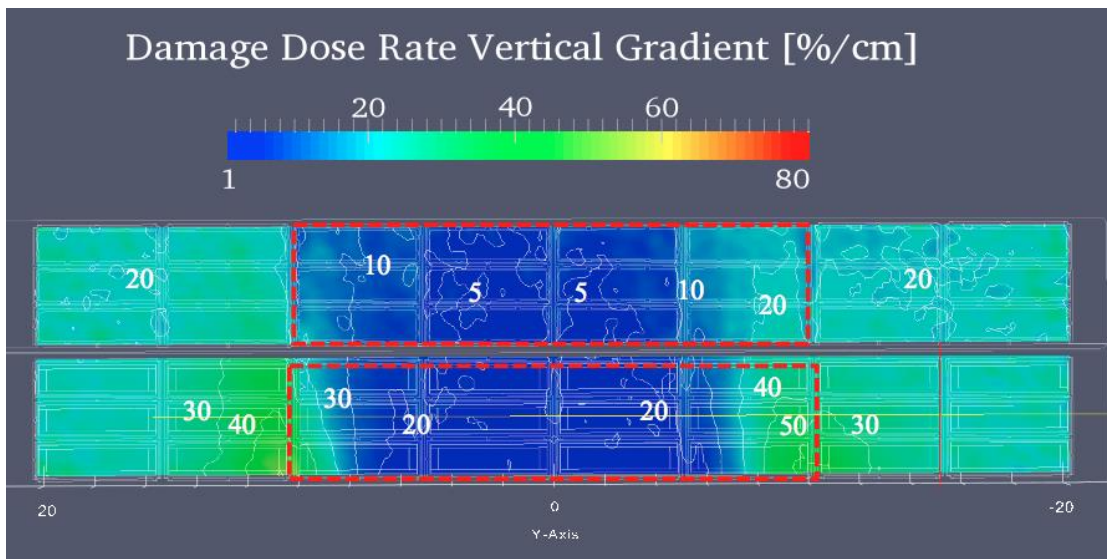


Figura 34.- Hierro en la parte central del HFTM, Wolframio en la parte central del HFTM2, y la aleación de Cu-Cr-Zr en los laterales del HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

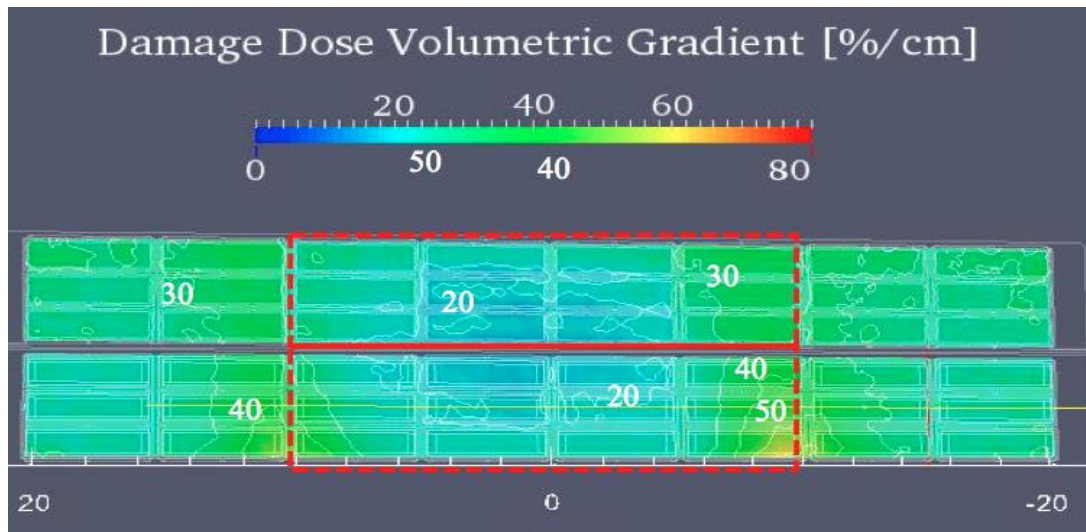


Figura 35.- Hierro en la parte central del HFTM, W en la parte central del HFTM2, y la aleación de Cu-Cr-Zr en los laterales del HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

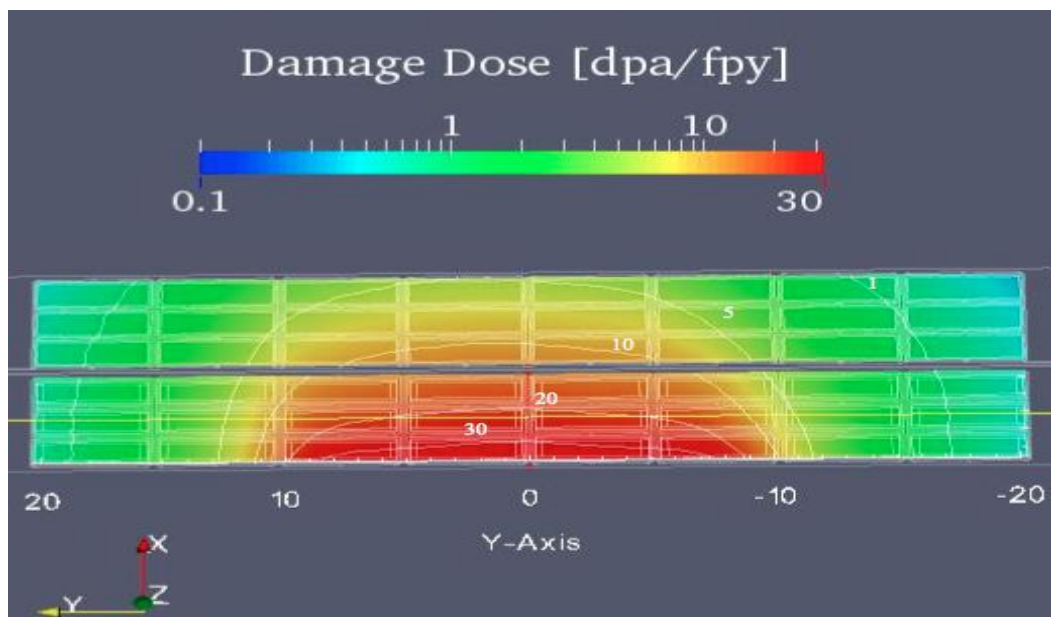


Figura 36.- Aleación de Cu-Cr-Zr en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy].

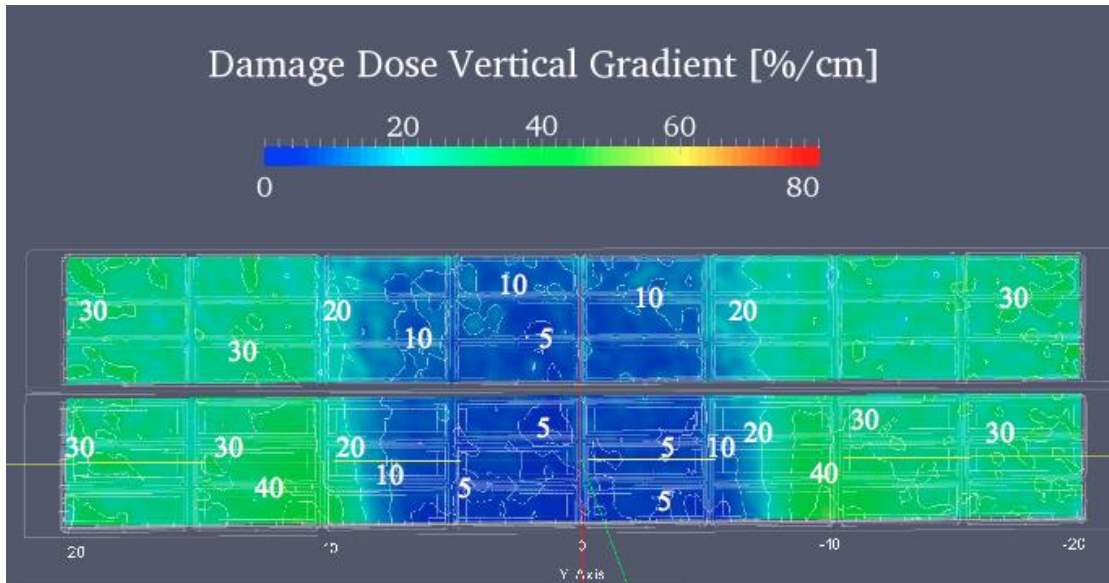


Figura 37.- Aleación de Cu-Cr-Zr en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

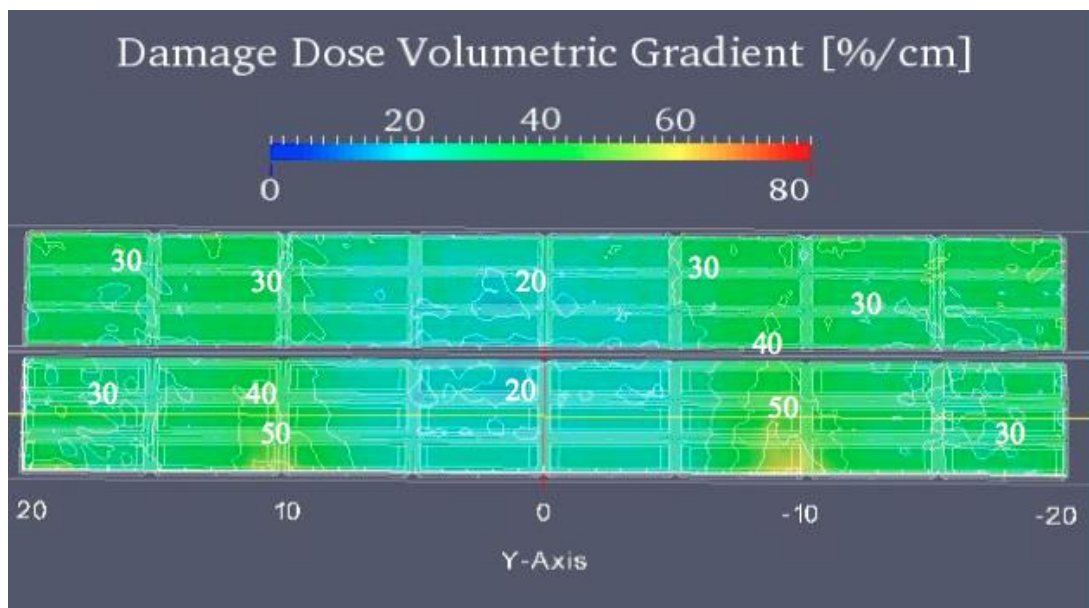


Figura 38.- Aleación de Cu-Cr-Zr en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

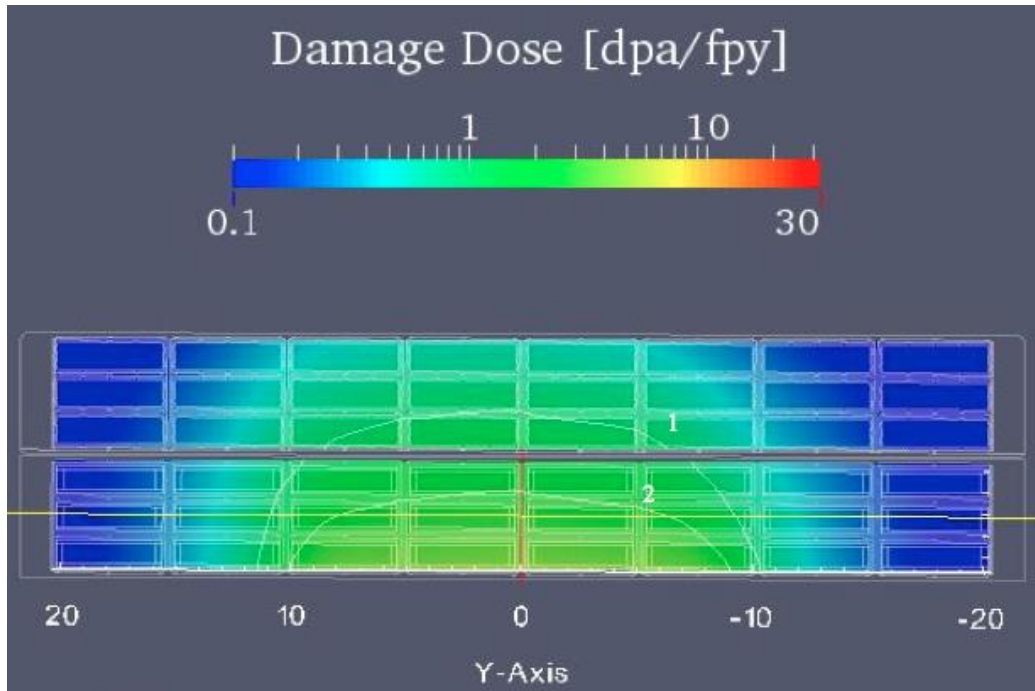


Figura 39.- Wolframio en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy].

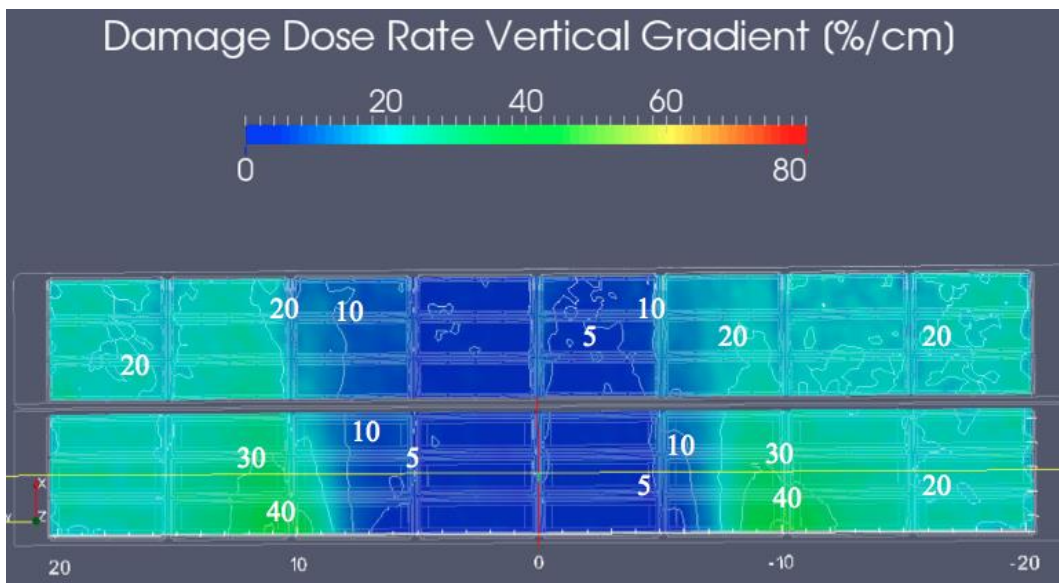


Figura 40.- Wolframio en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

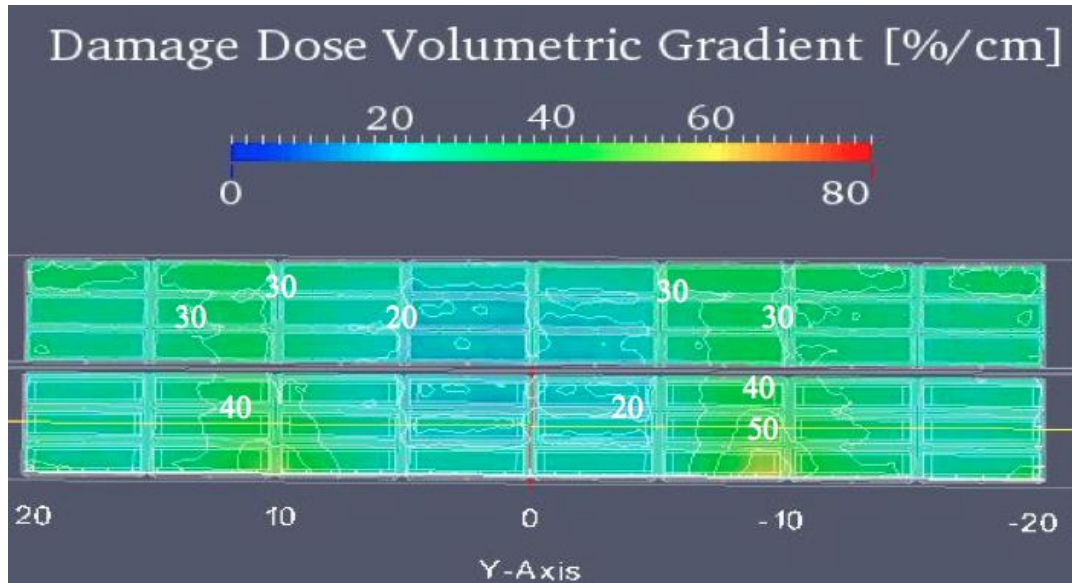


Figura 41.- Corte horizontal, Wolframio en HFTM y HFTM2. Se muestra el mapa del gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [%/cm].

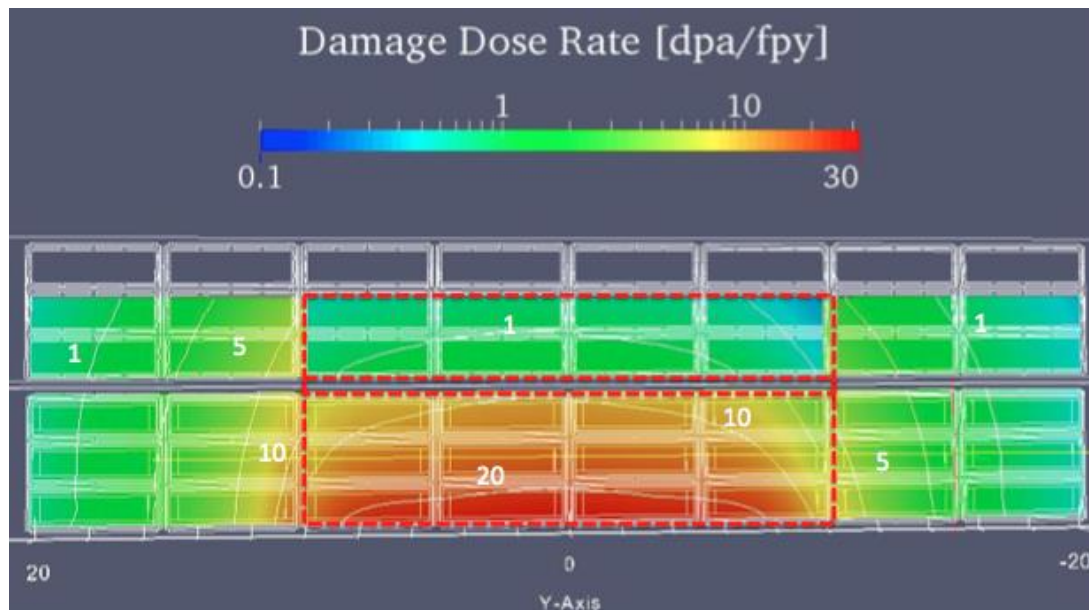


Figura 42.- Wolframio en el centro de HFTM2, hierro en el centro HFTM y en los laterales del HFTM y HFTM2 aleación de Cu-Cr-Zr. Se muestra el mapa de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico a un año a plena potencia [dpa/fpy].

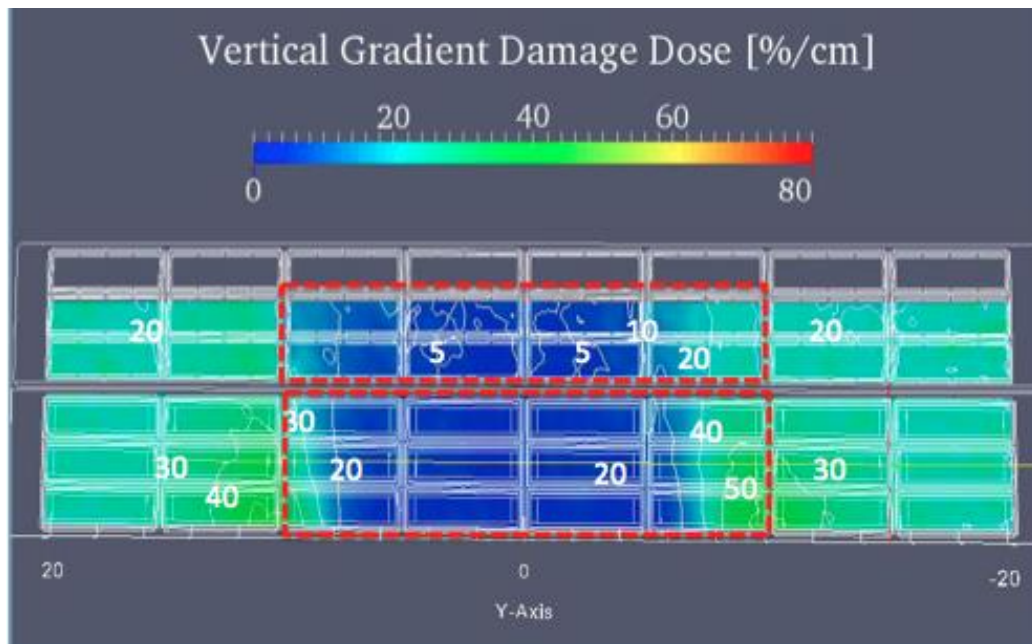


Figura 43.- Mapa del gradiente vertical de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico por un año a plena potencia [%/cm], wolframio en la parte central de HFTM2, hierro en la parte central del HFTM y aleación de Cu-Cr-Zr en los laterales de HFTM y HFTM2. Se muestra un corte horizontal.

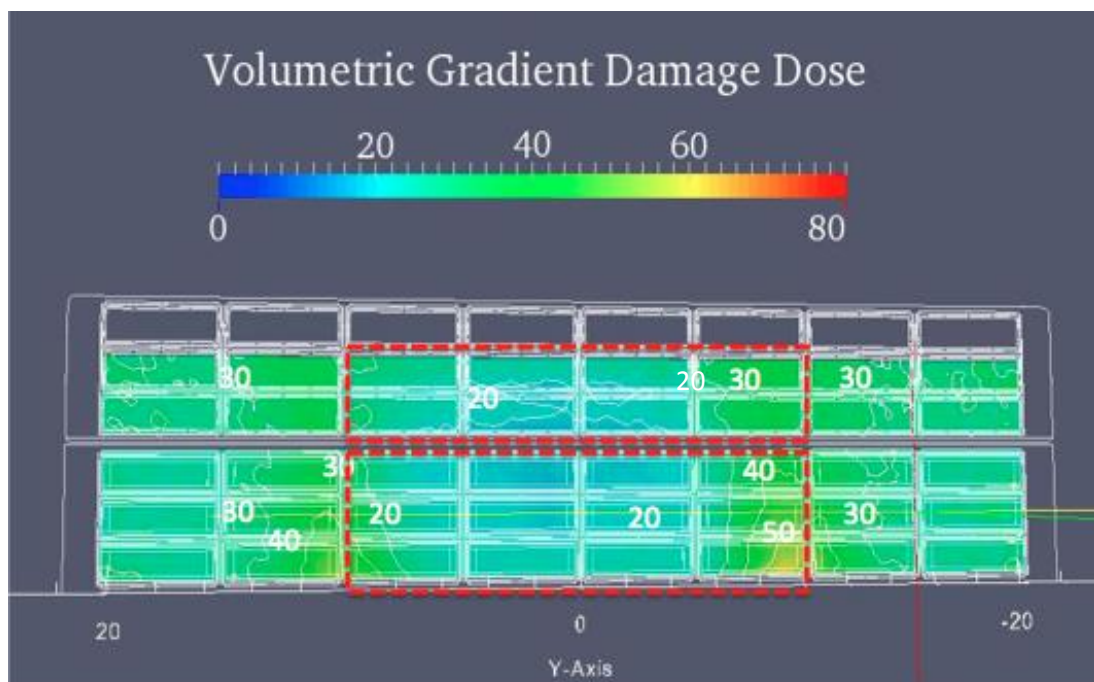


Figura 44.- Mapa del gradiente volumétrico de la tasa de dosis de daño por desplazamiento atómico por un año a plena potencia [%/cm], wolframio en la parte central del HFTM2, hierro en la parte central del HFTM y aleación de Cu-Cr-Zr en los laterales del HFTM y HFTM2. Se muestra un corte horizontal.

Tabla 3: Casos evaluados, volumen con dosis de daño para cada material.

Casos evaluados	Aleación de Cu	Wolframio	Eurofer	
	Volumen con dosis de daño > 5 dpa/fpy [cm ³]	Volumen con dosis de daño > 1 dpa/fpy [cm ³]	Volumen con dosis de daño > 10 dpa/fpy [cm ³]	Volumen con dosis de daño > 20 dpa/fpy [cm ³]
Caso 1. Aleación de Cu-Cr-Zr y Fe	693.94	----	415.40	53.45
Caso 2. W y Fe.	----	728.75	415.40	53.45
Caso 3. Fe.	----	----	415.40	53.45
Caso 4. Aleación de Cu-Cr-Zr, W y Fe.	117	578.92	415.40	53.45
Caso 5. Aleación de Cu-Cr-Zr	1482.18	----	----	----
Caso 6. W	----	1487.53	----	----
Caso 7. Fe, W y aleación de Cu.	117	409	415.40	53.45

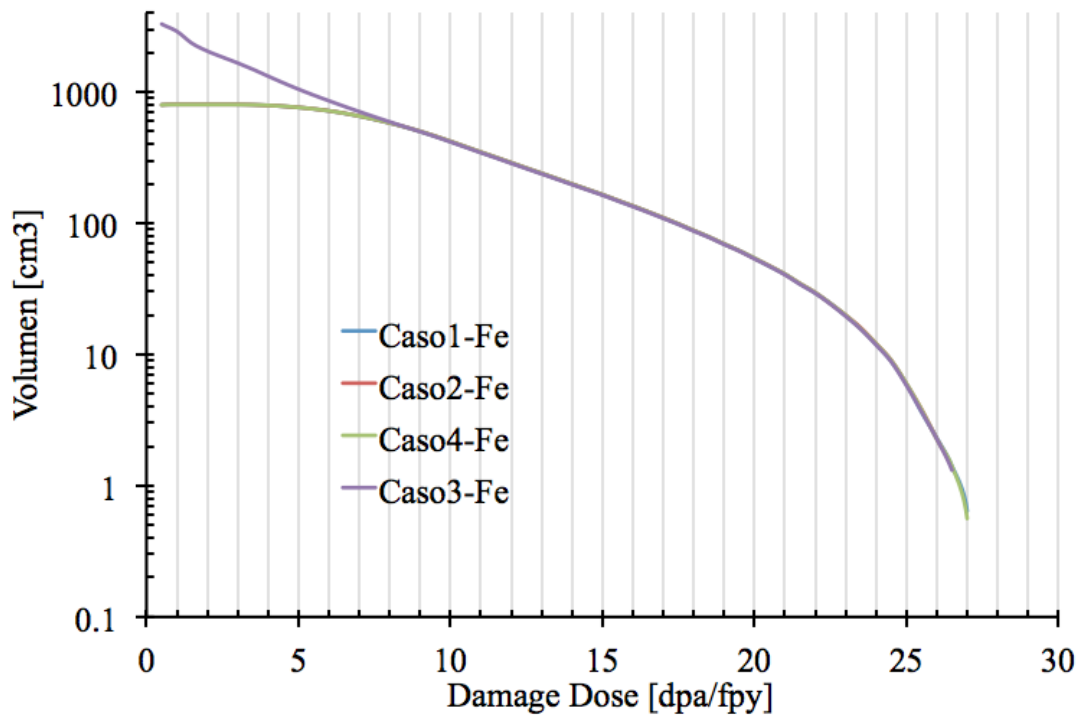


Figura 45.- Volumen integrado del hierro, en los casos 1, 2, 3 y 4.

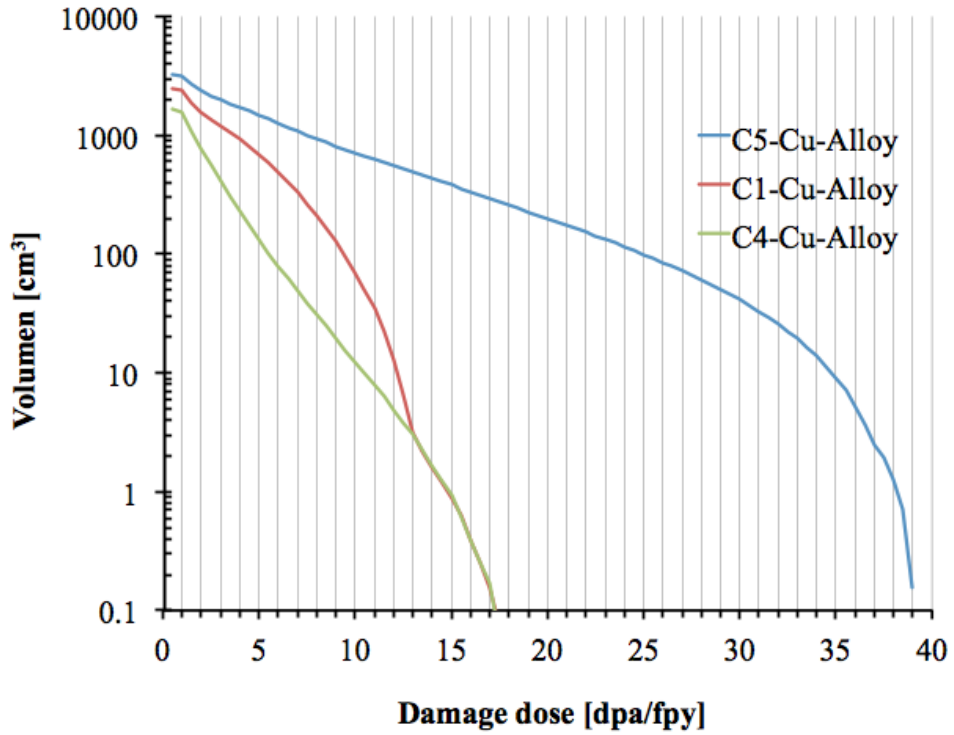


Figura 46.- Volumen integrado de la aleación de Cu-Cr-Zr, en los casos 1, 4 y 5.

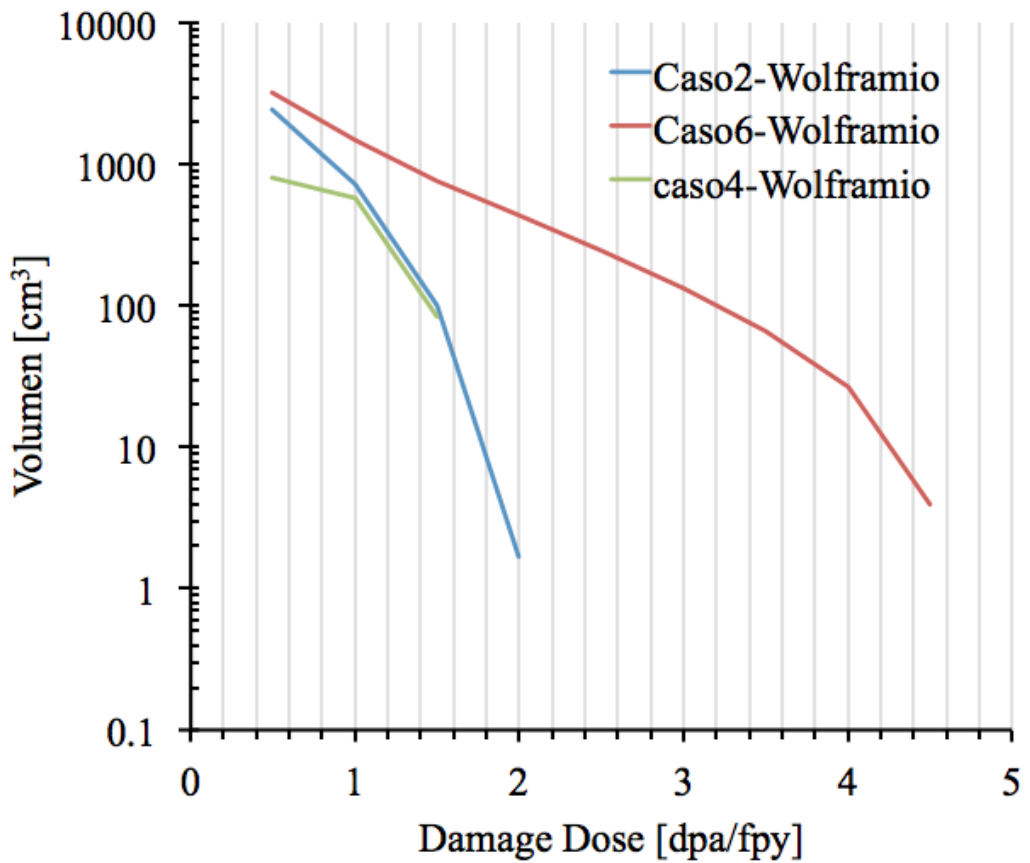


Figura 47.- Volumen integrado del W, en los casos 2, 4 y 6.

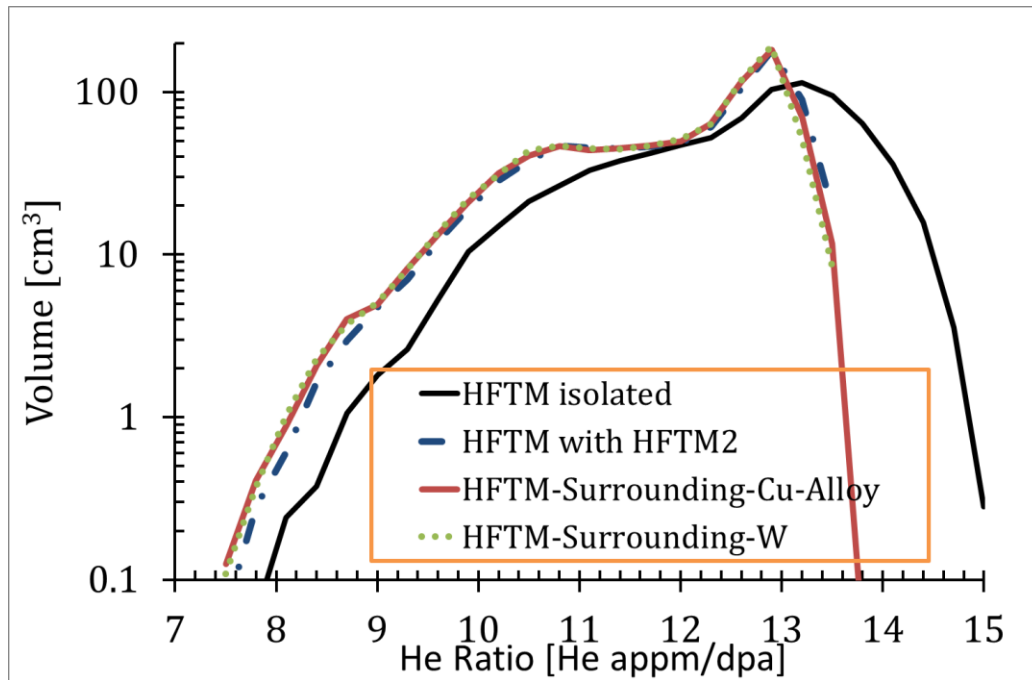


Figura 48.- Distribución del volumen en función de la relación de helio para cada caso.

5.4.- Conclusiones.

1. Los cálculos de transporte neutrónico se han realizado para evaluar el uso potencial del HFTM para irradiar muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr y wolframio en condiciones equivalentes a los de la fusión nuclear. En esta campaña, una versión ampliada de la HFTM con 6 filas de contenedores de muestras se ha evaluado respecto a la versión de referencia con 3 filas.
2. Por lo tanto, para las muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr y wolframio: los requisitos de la hoja de ruta de fusión de la tasa de dosis de daño se alcanza en la mayor parte del área de irradiación. Así, el HFTM se puede utilizar para diseñar experimentos equivalentes de irradiación de fusión nuclear para el wolframio y aleaciones de Cu-Cr-Zr.
3. En cuanto a la relación de helio: Para la aleación de cobre se espera que las relaciones de helio de fusión nuclear sean suficientes en la parte central del HFTM y para el wolframio se espera que las relaciones de helio de fusión nuclear se alcancen en la parte central del HFTM. Sin embargo, la dosis de daño es baja en estas áreas. Para la fusión nuclear se espera que las relaciones de helio sean 10 [He appm/dpa] para aleaciones de Cu-Cr-Zr y 5 [He appm/dpa] para el wolframio.
4. Una posible campaña de irradiación simultánea de acero inoxidable, aleaciones de Cu-Cr-Zr y wolframio han sido estudiadas. La ubicación de las diferentes muestras fueron seleccionadas teniendo en cuenta que los requerimientos de la dosis de daño estaban cubiertas. Además, en este marco,

el volumen útil para satisfacer el requisito de la hoja de ruta de la fusión para las tasas de dosis por daño han sido evaluados. La conclusión es que la reducción del tamaño de la extensión del HFTM hasta solo una fila adicional, el volumen mínimo para irradiar muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr y de wolframio se alcanza; sin embargo, las relaciones de helio para aleaciones de Cu-Cr-Zr y wolframio son diferentes a las de la fusión nuclear en las áreas seleccionadas para cada uno.

5. Los resultados anteriores sugieren que, con el fin de satisfacer tanto la tasa de dosis de daño y la relación de helio esperada en el área del divertor del reactor de potencia de fusión nuclear, las muestras de aleaciones de Cu-Cr-Zr y wolframio tendrán que ser irradiadas en una campaña de irradiación dedicadas.

6.- Referencias

- [1] I. Palermo, (Departamento de Ingeniería Energética), Diseño nuclear de un reactor de fusión por confinamiento magnético con envoltura regeneradora líquida de doble refrigerante He/LiPb (DCLL), UNIVERSIDAD NACIONAL DE EDUCACIÓN A DISTANCIA, 2014.
- [2] K. Kondo, F. Arbeiter, U. Fischer, D. Große, V. Heinzl, A. Klix, A. Serikov, K. Tian, V. Weber, Re-evaluation of the irradiation conditions in the IFMIF test cell based on the EVEDA phase design, *Fusion Eng. Des.* 88 (2013) 2589–2593. doi:10.1016/j.fusengdes.2013.05.029.
- [3] A roadmap to the realisation of fusion energy, 2012.
- [4] International Energy Agency, IFMIF International Team 2004 IFMIF comprehensive design report: an activity of the IEA implementing agreement for a program of research and development on fusion materials, n.d.
- [5] A. Moeslang, V. Heinzl, H. Matsui, M. Sugimoto, The IFMIF test facilities design, *Fusion Eng. Des.* 81 (2006) 863–71.
- [6] J. M. Arroyo, DONES conceptual design report, (2014).
- [7] J.M. Arroyo, DONES conceptual design report, 2014.
- [8] F. Mota, A. Ibarra, A. Garcia, J. Molla, Sensitivity of IFMIF-DNEs irradiation characteristics to different design parameters, *Nucl. Fusion.* 55 (2015) 1–18.
- [9] V. Heinzl, U. Fischer, B. Dolensky, S. Gordeev, K. Schlesiak, S. Simakov, V. Slobodtchouk, E. Stratmanns, Lay-out activities for the IFMIF high flux test module, *Fusion Eng. Des.* 63–64 (2002) 47–52. doi:10.1016/S0920-3796(02)00237-5.
- [10] E. Daum, How to improve the irradiation conditions for the International Fusion Materials Irradiation Facility, *J. Nucl. Mater.* 283–287 (2000) 1001–1005. doi:10.1016/S0022-3115(00)00234-8.
- [11] F. Arbeiter, A. Abou-Sena, Y. Chen, B. Dolensky, T. Heupel, C. Klein, N. Scheel, G. Schlindwein, Development and validation status of the IFMIF High Flux Test Module, *Fusion Eng. Des.* 86 (2011) 607–610. doi:10.1016/j.fusengdes.2011.01.031.
- [12] A. Ferrer, E. Ros, Física de partículas y de astropartículas, in: 2005: pp. 90–93.
<https://books.google.com.mx/books?id=dhO35PGSUUwC&pg=PA92&lpg=PA92&dq=curva+de+Bragg&source=bl&ots=7KWnShC1yW&sig=Z5Ml4J30l44strWw7k-ZQDI35c8&hl=es&sa=X&ved=0ahUKEwjWg LH4gdPQAhUDwYMKHanoDbQQ6AEIKjAC#v=onepage&q=curva de Bragg&f=false>.
- [13] Technofusion, 2009.
- [14] G.R. Odette, P.J. Maziasz, J.A. Spitznagel, Fission-fusion correlations for swelling and microstructure in stainless steels: Effect of the helium to displacement per atom ratio, *J. Nucl. Mater.* 104 (1981) 1289–1303. doi:10.1016/0022-3115(82)90779-6.
- [15] Monte Carlo N-Particle code developed by Los Alamos National Laboratory, (n.d.). <http://mcnp-green-lanl-gov/about.mcnp5.html/>.
- [16] M. del C. Bautista, Producción de electrones en la primera etapa de detección de rayos gamma por algunos materiales centelladores, Universidad de las

- Américas Puebla, 2004.
- [17] Chinese Academy Science, Institute of Nuclear energy Safety Technology, (n.d.).
- [18] Y. WU, E. AI, 2015 CAD-based Monte Carlo program for integrated simulation of nuclear system superMC, *Ann. Fusion Energy*. 82 (n.d.) 161–8.
- [19] Y. WU, the FDS Team 2009, CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation, *Fusion Eng. Des.* 84 (n.d.) 1987–92.
- [20] ParaView, (n.d.). <http://www.paraview.org/> (accessed February 1, 2016).
- [21] S.. Simakov, status of the McDeLicioud approach for the D-Li neutrn source term modeling in IFMIF neutronics calculations, *Fusion Sci. Technol.* 62 (2012) 233–239.
- [22] A. Konobeyev, P. YuKorovin, U. Pereslavitsev, U. Fischer, V. Möllendorff, Development of methods for calculation of deuteron-lithium and neutron-lithium cross sections for energies up to 50 MeV, *Nucl. Sci. Eng.* 139 (2001) 1–23.
- [23] N. Juslin, B.D. Wirth, Interatomic potentials for simulation of He bubble formation in W, *J. Nucl. Mater.* 432 (2013) 61–66. doi:10.1016/j.jnucmat.2012.07.023.
- [24] M.T. Robinson, *J. Nuclear Material*, 216 (1994) 1.
- [25] S.P. Simakov, A.Y. Konobeyev, U. Fisher, V. Heinzl, Comparative study of survived displacement damage defects in iron irradiated in IFMIF and Fusion power reactors, *J. Nucl. Mater.* 52–5 (2009) 386–388.
- [26] W. Setyawan, G. Nandipati, K.J. Roche, H.L. Heinisch, B.D. Wirth, R.J. Kurtz, Displacement cascades and defects annealing in tungsten, Part I: Defect database from molecular dynamics simulations, *J. Nucl. Mater.* 462 (2015) 329–337. doi:10.1016/j.jnucmat.2014.12.056.
- [27] K. Kondo, F. Arbeiter, U. Fischer, D. Grobe, V. Heinzl, A. Klix, L. Lu, M. Mittwollen, A. Serikov, K. Tian, V. Weber, Neutronic analysis for the IFMIF EVEDA reference test cell and test facility, *Fusion Eng. Des.* 89 (2014) 1758–1763.
- [28] M. Yamamoto, F. Arbeiter, T. Yokomine, E. Wakai, J. Theile, A. Garcia, D. Rapisarda, N. Casal, A. Mas, P. Gouat, W. Leysen, Current status of the engineering design of the test modules for the IFMIF, *Fusion Eng. Des.* 88 (2013) 746–750. doi:10.1016/j.fusengdes.2013.03.062.
- [29] A. Ibarra, R. Heidinger, P. Barabaschi, F. Mota, A STEPPED APROACH FROM IFMIF/EVEDA TOWARD IFMIF, *Fusion Sci. Technol.* 66 (2014) 252–259.
- [30] K.K. Arbeiter F., Appendix 1: neutronic analyses for HFTM-V DDDIII report, reference of the document in the document management system: BA_D_23C2MK, (n.d.).
