

**MÁSTER UNIVERSITARIO EN INGENIERÍA
INDUSTRIAL**

TRABAJO FIN DE MÁSTER

ESTUDIO DE LA VIABILIDAD TÉCNICA DE UN REACTOR NUCLEAR PARA SU IMPLEMENTACIÓN EN BARCOS MERCANTES



Estudiante: Santos Ortigosa, Javier

Director/Directora: Hueso Ordoñez, Antonio César

Curso: 2022-2023

**Fecha: Bilbao, 18 de Septiembre
de 2023**

Resumen

Castellano

La coyuntura actual de aumento de precios, así como la lucha contra el cambio climático está provocando una Re concepción del modelo implantado en la mayor parte de sectores de la sociedad. Uno de estos sectores clave es el del transporte marítimo, indispensable en la globalización y en el comercio global en el que se sustenta la sociedad de consumo de hoy en día.

Sin embargo, este sector a su vez se ha convertido en uno de los mayores contribuyentes al empeoramiento de la situación medioambiental que se sufre por sus altas emisiones en gases de efecto invernadero. Es por eso, que en la búsqueda de alternativas para revertir esta situación concreta, se ha llevado este estudio de viabilidad con el objetivo final de implantar un reactor nuclear como sustitución a los altamente contaminantes motores diésel y de fuel oil pesado en los barcos mercantes (con la concreción de un modelo en particular, que se trata del gasero Cádiz Knutsen) y de esta forma revertir la situación de emergencia climática.

Para ello, en este trabajo se estudiarán diferentes modelos que cumplan con los estándares de seguridad, además de que se llevará a cabo un estudio de la potencia necesaria para mover el mencionado barco. Dada la escasez de datos en este campo, se realizarán ciertas aproximaciones que permitan dar un veredicto final sobre la potencia térmica con la que ha de constar el reactor. Además de esto, mediante el programa de transporte de radiación MCNP, se realizará el modelado de uno de los perfiles de reactor con mayor proyección en el futuro, así como se realizará una estimación de las dosis a esperar en este, de forma que se pueda estimar el valor del blindaje que ha de rodear el reactor, para finalmente determinar tanto el volumen como el peso estimado del reactor, que permita distribuirlo de forma óptima en el barco.

Para finalizar, se extraerán las diferentes conclusiones que se hayan obtenido de los resultados, así como se harán observaciones sobre posibles trabajos que puedan realizarse en el futuro y que complementen a este.

Palabras clave: Reactor, descarbonización, transporte, MCNP, marítimo.

Euskera

Prezioak igotzen ari dira gaur egun, eta klima-aldaketaren aurkako borroka, berriz, gizarteko sektore gehienetan ezarritako ereduak berrikusten ari da. Funtsezko sektore horietako bat itsas garraioa da, ezinbestekoa globalizazioan eta merkataritza globalean, gaur egungo kontsumo-gizartearen oinarrian baitago.

Hala ere, sektore hori, aldi berean, berotegi-efektuko gasen isurketa handiengatik jasaten den ingurumen-egoera larriagotzeko zergadun handienetako bat bihurtu da. Horregatik, egoera zehatz hori iraultzeko alternatibak bilatze aldera, bideragarritasun-azterlan hau egin da, merkataritza-ontzietan diesel eta fuel-olio astun motor oso kutsatzaileak ordezkatzeko erreaktore nuklear bat ezartzeko (Cádiz Knutsen gas ontzia da eredu zehatz bat zehazteko) eta, horrela, larrialdi klimatikoaren egoera iraultzeko.

Horretarako, segurtasun-estandarrak betetzen dituzten ereduak aztertuko dira lan honetan, eta, horrez gain, ontzi hori mugitzeko behar den potentzia aztertuko da. Eredu horretan datu gutxi dagoenez, zenbait hurbilketa egingo dira, erreaktoreak izan behar duen potentzia termikoari buruzko azken epaia eman ahal izateko. Horrez gain, MCNP erradiazioa garraiatzeko programaren bidez, etorkizunean proiektio handiena izango duen erreaktore-profiletako bat modelatuko da, eta bertan itxaron beharreko dosien kalkulua egingo da, erreaktoreak inguratu behar duen blindajearen balioa kalkulatu ahal izateko, eta, azkenik, erreaktorearen bolumena eta aurreikusitako pisua zehazteko, itsasontzian modu optimoan banatu ahal izateko.

Amaitzeko, emaitzetatik ateratako ondorioak aterako dira, eta etorkizunean egin daitezkeen eta haren osagarri izan daitezkeen lanei buruzko oharra egingo dira.

Hitz gakoak: Erreaktorea, deskarbonizazioa, garraioa, MCNP, itsasokoa.

Inglés

The current situation of rising prices, as well as the fight against climate change, is causing a reconceptualization of the model implemented in most sectors of society. One of these key sectors is maritime transport, which is indispensable to globalisation and the global trade on which today's consumer society is based.

However, this sector in turn has become one of the major contributors to the worsening environmental situation due to its high greenhouse gas emissions. This is why, in the search for alternatives to reverse this specific situation, this feasibility study has been carried out with the final objective of implementing a nuclear reactor to replace the highly polluting diesel and heavy fuel oil engines in merchant ships (with the specific model of the Cadiz Knutsen gas tanker) and thus reverse the climate emergency situation.

To this end, this work will study different models that comply with safety standards, in addition to carrying out a study of the power required to move the aforementioned vessel. Given the scarcity of data in this field, certain approximations will be made in order to give a final verdict on the thermal power that the reactor must have. In addition to this, using the MCNP radiation transport programme, one of the reactor profiles with the greatest projection in the future will be modelled, and an estimate of the doses to be expected in it will be made, so that the value of the shielding that will surround the reactor can be estimated, in order to finally determine both the volume and the estimated weight of the reactor, which will allow it to be distributed optimally in the ship.

Finally, the different conclusions obtained from the results will be drawn, as well as observations on possible future work that could complement this one.

Keywords: Reactor, decarbonisation, transport, MCNP, maritime.

Contenido

Resumen	1
<i>Castellano</i>	2
<i>Euskera</i>	3
<i>Inglés</i>	4
Figuras	7
Gráficos.....	9
Siglas	10
Comentario sobre hipervínculos	11
1. Introducción	12
2. Contexto.....	13
3. Objetivos y alcance	17
4. Beneficios que aporta el trabajo	19
5. Análisis de riesgos	20
6. Dimensionamiento de la potencia del reactor nuclear alojado en el Cádiz Knutsen.....	23
7. Descripción y características de los reactores nucleares estudiados.....	37
7.1. <i>NUWARD (EDF and contributions from CEA, Naval Group, Framatome, TechnicAtome and Tractebel-Engie)</i>	37
7.2. <i>MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation)</i>	39
7.3. <i>SEALER-55 (LeadCold)</i>	42
7.4. <i>SSR-U (Moltex Energy)</i>	44
8. Comparativa de tecnologías según escala temporal.....	48
9. Modelos en MCNP de los reactores nucleares	51
9.1. <i>MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation)</i>	51
9.2. <i>SEALER-55 (LeadCold)</i>	55
10. Método AHP para la selección de los candidatos para su implementación en el gasero Cádiz Knutsen.....	57
11. Cálculo con MCNP de la dosis	64
12. Estimación del blindaje necesario para los distintos reactores nucleares.....	77
13. Estimación de la dosis a observar en las inmediaciones del reactor con un flujo teórico	87

14. Conclusiones	101
15. Diagrama de Gantt	103
16. Presupuesto	104
Anexos	105
<i>ANEXO I: Evolución de los precios de los combustibles más utilizados en el contexto marítimo</i>	<i>105</i>
<i>ANEXO II: Flota de la compañía KNUITSEN para el transporte de LNG.....</i>	<i>108</i>
<i>ANEXO III: Embarcaciones de propulsión nuclear</i>	<i>109</i>
<i>ANEXO IV: Cargueros de LNG con propulsión por turbina de gas o diésel.....</i>	<i>110</i>
Bibliografía.....	112

Figuras

Figura 1 Diseño general del reactor NUWARD con la vasija y el recipiente exterior de acero [Ref. https://world-nuclear-news.org/Articles/French-developed-SMR-design-unveiled]	38
Figura 2 Reactor NUWARD dentro de la piscina que permite la evacuación del calor de desintegración [Ref. https://www.ans.org/news/article-4033/nuward-smr-to-be-test-case-for-european-regulatory-review/].....	38
Figura 3 Modelo 3D del reactor MMR y su núcleo [Ref. https://www.usnc.com/ultra-safe-nuclear-corp-micro-modular-reactor-achieves-canadian-licensing-milestone/].....	39
Figura 4 Composición del núcleo del reactor MMR [Ref. [34]]	40
Figura 5 Diseño 3D del reactor nuclear Sealer-55 de LeadCold [Ref. https://leadcold.com/the-sealer/].....	43
Figura 6 Modelo 3D del reactor SSR-U de Moltex con el blindaje de hormigón [Ref. https://energyfocus.the-eic.com/nuclear/future-safer-cleaner-cheaper-nuclear-energy/].....	45
Figura 7 Esquema 3D del reactor SSR-U de Moltex Energy [Ref. https://www.daretothink.org/europe-moltex-stable-salt-reactor/]	46
Figura 8 Comparativa de los "roadmap" realizados por el panel en los años 2002 y 2013 [Ref. [37]]	48
Figura 9 Primera aproximación al modelo del MMR en MCNP [Ref. Elaboración propia].....	51
Figura 10 Segunda y última aproximación al modelo del MMR en MCNP [Ref. Elaboración propia]	52
Figura 11 Modelo de cilindro encapsulando las esferas TRISO (vista XZ) [Ref. Elaboración propia]	53
Figura 12 Modelo de cilindro encapsulando las esferas TRISO (vista XY) y detalle de las esferas [Ref. Elaboración propia]	53
Figura 13 Modelo de bloque de carbono con los conductos para el helio (naranja) y los cilindro con las esferas TRISO (rosa) [Ref. Elaboración propia].....	54
Figura 14 Modelo de núcleo de MMR en MCNP [Ref. Elaboración propia].....	54
Figura 15 Modelo del reactor SEALER-55 en MCNP [Ref. Elaboración propia].....	55
Figura 16 Núcleo del reactor nuclear SEALER-55 [Ref. Elaboración propia].	56
Figura 17 Valores utilizados en el AHP [Ref. [54]]	58
Figura 18 Coeficientes para las comparaciones de los subcriterios, extraído de SuperDecisions [Ref. Elaboración propia].....	61
Figura 19 Matriz Reactor Core Characteristics [Ref. Elaboración propia].....	61
Figura 20 Cilindro con esferas TRISO visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm ²) [Ref. Elaboración propia]	67
Figura 21 Cilindro TRISO con la fuente ubicada en la superficie, visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm ²) [Ref. Elaboración propia].....	68
Figura 22 Bloque del USNC visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm ²) [Ref. Elaboración propia]	69
Figura 23 Detalle de las tapas del bloque de UNSC, visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm ²) [Ref. Elaboración propia].....	70
Figura 24 Núcleo completo del USNC en plano XY, visualizado en PARAVIEW (neutrones, pSv/s*neutrón) [Ref. Elaboración propia]	71
Figura 25 Núcleo completo del USNC en plano YZ, visualizado en PARAVIEW (neutrones, pSv/s*neutrón) [Ref. Elaboración propia]	71

Figura 26 Error en la medida del núcleo USNC en el plano XY, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]	72
Figura 27 Error en la medida del núcleo USNC en el plano YZ, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]	73
Figura 28 Núcleo completo del USNC en plano XY, visualizado en PARAVIEW (fotones, pSv/s*fotón) [Ref. Elaboración propia]	74
Figura 29 Núcleo completo del USNC en plano YZ, visualizado en PARAVIEW (fotones, pSv/s*fotón) [Ref. Elaboración propia]	74
Figura 30 Error en la medida del núcleo USNC en el plano XY, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]	75
Figura 31 Error en la medida del núcleo USNC en el plano YZ, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]	76
Figura 32 Tasa de dosis con blindaje de 1 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*neutrón) [Ref. Elaboración propia].....	77
Figura 33 Tasa de dosis con blindaje de 2 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*neutrón) [Ref. Elaboración propia].....	78
Figura 34 Tasa de dosis con blindaje de 5 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*neutrón) [Ref. Elaboración propia].....	78
Figura 35 Tasa de dosis con blindaje de 10 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*neutrón) [Ref. Elaboración propia].....	79
Figura 36 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 1cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]	81
Figura 37 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 10 cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]82	
Figura 38 Tasa de dosis con blindaje de 1 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*fotón) [Ref. Elaboración propia].....	83
Figura 39 Tasa de dosis con blindaje de 2 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*fotón) [Ref. Elaboración propia].....	83
Figura 40 Tasa de dosis con blindaje de 5 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*fotón) [Ref. Elaboración propia].....	84
Figura 41 Tasa de dosis con blindaje de 10 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*fotón) [Ref. Elaboración propia].....	84
Figura 42 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 1cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]	85
Figura 43 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 10 cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia] ...	86
Figura 44 Tasa de dosis con blindaje de 30 cm de acero, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia].....	89
Figura 45 Tasa de dosis con blindaje de 40 cm de acero, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia].....	90
Figura 46 Tasa de dosis con blindaje de 50 cm de acero, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia].....	90
Figura 47 Tasa de dosis con blindaje de 30 cm de acero aplicando “Weight Windows”, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia].....	93
Figura 48 Tasa de dosis con blindaje de 40 cm de acero aplicando “Weight Windows”, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia].....	93

Figura 49 Tasa de dosis con blindaje de 50 cm de acero aplicando “Weight Windows”, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia].....	94
Figura 50 Tasa de dosis con blindaje de 30 cm de acero aplicando “Weight Windows” para fotones, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]	95
Figura 51 Tasa de dosis con blindaje de 40 cm de acero aplicando “Weight Windows” para fotones, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]	96
Figura 52 Tasa de dosis con blindaje de 50 cm de acero aplicando “Weight Windows” para fotones, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]	96
Figura 53 Error en la medida de tasa de dosis para el caso de 40 cm de blindaje de acero, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]	97
Figura 54 Error en la medida de tasa de dosis para el caso de 40 cm de blindaje de acero, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]	98

Gráficos

Gráfico 1 Tasa de Inflación de la Zona Euro [Ref. Eurostat]	13
Gráfico 2 Tasa de dosis en función de la distancia al eje Z, con blindaje a partir de 110 cm [Ref. Elaboración propia]	80
Gráfico 3 Tendencia del valor mínimo de tasa de dosis a partir de los datos para reactor desnudo, 1cm de PET-BOR, 2 cm de PET-BOR, 5 cm de PET-BOR, 10cm de PET-BOR y 50 cm de PET-BOR	88
Gráfico 4 Valor mínimo de tasa de dosis a lo largo de todas las iteraciones [Ref. Elaboración propia]	99
Gráfico 5 Evolución del precio de IFO 380 [Ref. shipbunker.com]	105
Gráfico 6 Evolución del precio de MGO [Ref. shipbunker.com].....	106
Gráfico 7 Evolución del precio de VLSFO [Ref. shipbunker.com]	106
Gráfico 8 Evolución del precio de HFO [Ref. insee.fr]	107
Gráfico 9 Evolución del precio del Gas Natural TTF [Ref. tradingeconomics.com]	107

Siglas

AHP – Analytical Hierarchy Process
CRDM – Control Rod Drive Mechanism
EDF – Électricité de France
FOAK – First Of A Kind
GEI – Gases de Efecto Invernadero
HFO – Heavy Fuel Oil
HTGR – High Temperature Gas-cooled Reactor
IFO – Intermediate Fuel Oil
kW – KiloWatts
LFR – Lead Fast-Cooled Reactor
LNG – Liquified natural gas
MCNP – Monte Carlo n-Particle
MMR – Micro Modular Reactor
MSR – Molten Salt Reactor
MW– MegaWatts
MWt – MegaWatts Térmicos
OMI – Organización Marítima Internacional
PWR – Pressurized Water Reactor
SMR – Small Modular Reactors
SSR – Surface Source Read
SSW – Surface Source Write
TFM – Trabajo de Fin de Máster
TRISO – TRI-structural ISOtropic particle fuel
TTF – Title Transfer Facility
USNC – Ultra Safe Nuclear Corporation
VHTR – Very High Temperature Reactor
VLSFO – Very Low Sulphur Fuel Oil

Comentario sobre hipervínculos

Debido al uso necesario de anexos para no saturar el documento principal pero garantizar la comprensión de todo lo expuesto en el mismo, se han introducido numerosos hipervínculos que permitan una mayor facilidad a la hora de navegar por el documento. Los anexos se encuentran referenciados con hipervínculos de forma que se pueda acceder de forma rápida y sencilla tras una alusión en el texto. Además, se ha incluido al final de cada uno de ellos un símbolo de documento como el siguiente: , que permite volver rápidamente al punto de referencia inicial de forma que se facilita la lectura e impide que esta se haga tediosa o aburrida.

1. Introducción

La coyuntura actual en materia energética está obligando al mundo a replantearse el modelo de consumo de combustibles fósiles que mantiene y esto está obligando a la humanidad a una constante evolución y mejora. Además, los objetivos impuestos por organismos gubernamentales obligan a la sociedad a progresar en esa misma dirección. A través de este trabajo, se quiere estudiar la viabilidad de la aplicación de una de las tecnologías de generación eléctrica más cuestionadas y maltratadas de la historia: la energía nuclear. En este caso, el estudio discutirá la posibilidad de instalar un reactor nuclear en un barco de gas natural licuado que ayude tanto a la reducción del consumo de combustible como a la descarbonización. Como se verá más adelante, la implementación de la energía nuclear en el contexto marítimo no es algo novedoso, si no que lleva utilizándose durante muchos años sobre todo en un ámbito que goza de poca simpatía en la mayor parte de la sociedad: el militar. Sin embargo, incluso para uso civil han existido ejemplos de uso de energía atómica como forma de propulsión, aunque como se verá más adelante, la inviabilidad surgida por numerosos factores la abocó al fracaso.

Para realizar este estudio, se utilizarán programas como Excel o MCNP (Código de transporte de radiación de Monte Carlo) con el fin de dimensionar la potencia, el peso o el blindaje del reactor para su correcto y seguro funcionamiento. Además, se estudiarán diferentes modelos de reactores en base a diversos criterios que permitirá la selección de aquel que sea más óptimo técnicamente.

2. Contexto

En la actualidad, la sociedad atraviesa una crisis energética en la que a lo largo de los meses se ha producido una escalada tanto en el precio de los combustibles fósiles como en el de las materias primas, lo que ha provocado que la inflación en la mayor parte del mundo se dispare a unos niveles pocas veces antes vistos (ver Gráfico 1 Tasa de Inflación de la Zona Euro [Ref. Eurostat]). Esto viene dado en parte por la situación de guerra que se está viviendo actualmente en Ucrania, sumado a una expansión en la demanda postpandemia. Además, como ya se ha mencionado, los objetivos de emisiones así como de política comunitaria impuestos por la Unión Europea principalmente, contribuyen a agravar en gran medida esta situación.



Gráfico 1 Tasa de Inflación de la Zona Euro [Ref. Eurostat]

En este ámbito, muchos expertos abogan por la implantación de un mix energético que combine la constancia y garantía de la energía nuclear con las verdes energías renovables, que al depender de factores externos no aseguran la continuidad del suministro. Y es por esto, que países como Francia, están apostando fuertemente (como por otro lado llevan haciendo ya décadas) por la energía nuclear, aunque apuntando en una dirección diferente a la tomada con anterioridad.

Esto se debe a que la energía nuclear se presenta como una de las mejores alternativas para avanzar en la descarbonización y contribuir en el desarrollo sostenible del planeta, siendo el transporte marítimo, un aspecto clave en el desarrollo de la humanidad a lo largo de la historia. Concretamente, el transporte por mar representa más del 80% del comercio global en la actualidad [1], aunque ha habido momentos en que esta cifra ha superado el 90%. Sin

embargo, este desarrollo, como todo aquello que contiene la huella humana, no ha venido exento de problemáticas e inconvenientes. Según [2], entre los años 2020 y 2021, las emisiones de gases de efecto invernadero de la flota global aumentaron en casi un 5%, suponiendo un 3% de las emisiones totales de GEI en el mundo [3]. Y es que aunque se estén realizando esfuerzos por disminuir lo más rápido posible las emisiones, lo cierto es que aún en los próximos años, se espera un aumento en estas cifras, también consecuencia de un envejecimiento paulatino de la flota global [1], que, sin embargo, no se espera que tenga un vuelco a corto plazo, debido a la incertidumbre que sufren las empresas encargadas de la construcción de estas embarcaciones.

Y es que el futuro de la energía nuclear puede pasar al mar, gracias a los SMR (Small Modular Reactors en sus siglas en inglés). Es decir, pequeños reactores nucleares modulares que permitan la integración en diferentes puntos de la red y que abastezcan sobre todo a comunidades pequeñas, a la vez que reducen el coste del transporte e incorporan tecnologías extra como la desalinización o la generación de hidrógeno rosa.

Es por esta disrupción tecnológica del panorama, por lo que se ha decidido poner encima de la mesa de nuevo la aplicación de la energía nuclear, y en concreto, de estos reactores modulares pequeños en el ámbito de los buques mercantes.

Como ya se ha mencionado, las cosas no acabaron bien para los barcos civiles que fueron pioneros en la propulsión mediante energía nuclear. Los tres ejemplos que existieron fueron el NS Savannah estadounidense, el Mutsu japonés y el Otto Hahn alemán. De estos tres, el precursor fue el americano Savannah que se mantuvo en funcionamiento durante 8 años y visitó más de 70 puertos en su periodo de operación [4]. Sin embargo tras este tiempo, el departamento de defensa decidió suspender su actividad en favor de los buques de fuel oil. En el caso del Mutsu [5] y el Otto Hahn [6], fueron convertidos a tecnología diésel tras periodos de funcionamiento diversos.

Esta experiencia, a pesar de lo que pueda parecer, no se puede considerar como un fracaso, ya que las circunstancias de aquel momento así como el concepto propio de los barcos como el NS Savannah no era el más adecuado. Por un lado, en aquel momento los precios de los combustibles usados no eran demasiado altos además de que no existían las múltiples regulaciones y límites que hay establecidos hoy en día por las principales organizaciones marítimas. Y es que hoy en día, emisiones como las de azufre están tremendamente controladas, habiendo establecido la OMI (Organización Marítima Internacional) un límite del 0,5% [7]. Además, el buque americano fue un intento por parte del gobierno de los Estados

Unidos de demostrar que era posible utilizar la energía nuclear de una forma responsable y sostenible en el ámbito civil [4]. La construcción de este se produjo tan solo 14 años después de los bombardeos atómicos de Hiroshima y Nagasaki, por lo que la percepción popular con respecto a la energía nuclear no era muy favorable. Por otro lado, el diseño de la embarcación no suponía la mayor optimización como buque mercante al contar con mucho menos espacio para almacenar la carga con respecto a otros barcos en funcionamiento en ese momento, así como una figura que dificultaba en gran medida la colocación y disposición de la carga en una época en la que comenzaba a expandirse la idea de facilidad y automatización en los diferentes puertos a lo largo del planeta [8]. Esto se debía a que contaba con grandes y cómodos espacios para la tripulación, lo que lo hacía un híbrido entre un barco mercante y un crucero para transporte de personas con la silueta de un yate de grandes dimensiones.

Sin embargo, y como ya se ha comentado con anterioridad, hoy en día se ha producido una gran escalada en los precios de los combustibles fósiles utilizados en el ámbito marítimo, principalmente el IFO 380 (Intermediate Fuel Oil), el HFO (Heavy Fuel Oil), el LNG (Liquified Natural Gas) y el VLSFO (Very Low Sulphur Fuel Oil) [7]. Como se puede observar en el ANEXO I: Evolución de los precios de los combustibles más utilizados en el contexto marítimo, todos los diferentes combustibles presentan un precio máximo en los meses de verano del año 2022, debido a que en ese momento se produjo una alta demanda al contar con la incertidumbre de la escasez de abastecimiento para el invierno. Cabe destacar que el TTF utilizado para el caso del gas natural licuado es la Title Transfer Facility neerlandés que regula los contratos de gas natural y es una de las principales referencias en Europa [9]. Debido a los hechos presentados, y teniendo en cuenta que la coyuntura de escasez de ciertas materias primas y combustibles fósiles puede prolongarse, o al menos no estabilizarse, la Unión Europea ha vuelto a sacar a la palestra el debate sobre la energía nuclear con el objetivo de acabar con la dependencia sobre los países productores y exportadores del mundo. Esto por supuesto afecta también a la industria mercante al aumentar los costes por la escalada de precios a la vez que las compañías de países que no cuentan con reservas de estos recursos ven mermada su competitividad en el mercado.

Cabe destacar, sin embargo, que tanto en el pasado como aún hoy en el presente (por ejemplo en los rompehielos con los que cuenta Rusia para navegar el círculo polar ártico), los reactores utilizados son de tecnología PWR, de la cual se cuenta con años de experiencia operativa y procesos muy optimizados. Sin embargo, los residuos nucleares producidos en reactores de esta tecnología son el mayor de sus problemas, ya que han de ser confinados

durante largos periodos de tiempo para que su actividad decaiga hasta niveles aceptables. Es por esto que las numerosas tecnologías de la Generación IV se alzan como una más que factible alternativa al permitir, en ciertos casos, el uso de combustible gastado como combustible para funcionar. Además, aseguran una mayor seguridad y fiabilidad en operación al contar con sistemas de seguridad pasivos que reducen las posibilidades de fallo con las que sí que pueden contar los sistemas de seguridad activos que dependen de la naturaleza imperfecta del criterio del operador y de los sistemas mecánicos, eléctricos o electrónicos.

Por estas razones, se ha decidido realizar un análisis técnico de la viabilidad de la implementación de reactores SMR de diferentes tecnologías en barcos mercantes con el objetivo de sentar un precedente de propulsión marítima eficiente, segura, barata y baja en emisiones.

3. Objetivos y alcance

Este trabajo, tiene como objetivo estudiar la viabilidad de la implantación de un reactor nuclear en un barco mercante desde un punto de vista técnico y de seguridad. En cuanto a la economía se recurrirá a bibliografía para dar una cifra aproximada pero en cualquier caso esto solo servirá como orden de magnitud y correspondería realizar un análisis más exhaustivo en un nuevo trabajo.

Por un lado, se estimará la potencia de un barco de este tipo mediante un análisis comparativo a partir de datos existentes. Como los precedentes son escasos y la principal tipología de embarcaciones que son impulsadas por tecnología nuclear son los submarinos, se realizará un estudio de forma que se pueda extrapolar la potencia necesaria y velocidad posible del buque mercante mediante una clasificación teniendo en cuenta el desplazamiento estándar. Además, debido a la ya mencionada escasez de datos, se tomarán también como referencia, otros barcos de la misma tipología que aun no siendo impulsados por energía nuclear, sirven para ampliar la muestra, y mediante los rendimientos de las turbinas de gas o motores diésel que presentan se puede realizar el mismo análisis.

Una vez obtenido el valor de la potencia, será necesario tanto estimar el peso del reactor desnudo, como el del propio blindaje que ha de recubrirlo, ya que esto es un aspecto clave en la seguridad operativa y de la propia tripulación.

Por otro lado, otro objetivo clave de este trabajo es el de garantizar que el reactor elegido es el óptimo para este ámbito. Es por esto que se analizarán diferentes reactores de diferentes tecnologías como pueden ser los HTGR, MSR, LFR... con el objetivo de establecer que modelo o tecnología cuenta con mayores beneficios. Sí que es necesario destacar que muchas de estas tecnologías se encuentran en estadios de desarrollo muy tempranos, y algunas no cuentan ni con experiencia en tierra, lo que puede dificultar sumamente la posibilidad de emplazarlos directamente en un barco.

Como objetivo general, se establece la futura descarbonización que puede traer la aplicación de los criterios expuestos en este trabajo. Esto se traducirá en un mayor respeto hacia el medio ambiente y una mejor preservación de este. De la misma manera, la aplicación puede mejorar la competitividad de las empresas de transporte marítimo que les permitan reducir costes y trasladar este descenso a los precios que se han de pagar por las materias y

productos transportados llevando todo a ello a una mayor accesibilidad y a una mejora de la sociedad.

4. Beneficios que aporta el trabajo

Este trabajo busca obtener, o al menos analizar, una solución que a largo plazo resuelva parte de los problemas existentes en el transporte marítimo y así, de esta forma, reportar beneficios que redunden en el bienestar de la sociedad.

Como ya se ha comentado, el cambio climático es actualmente uno de los problemas eje que enfrenta el planeta, y el sector marítimo es un sector que aun siendo de los más contaminantes, es vital para el desarrollo económico y humano. Es por esto, que al ser este imprescindible, la energía nuclear de los reactores de IV Generación puede postularse como una verde alternativa que reduzca la huella de carbono y disminuya la dependencia de los hidrocarburos. Además, ante el ya mencionado aumento del precio de estos, la energía nuclear puede abaratar el coste del transporte, abaratando de esta manera también el precio que el consumidor final ha de pagar por los diferentes productos.

El trabajo también puede ayudar a cambiar la percepción social respecto a la energía nuclear, la cual ha sido muy negativa debido al mal uso que se le ha dado en ciertos momentos de la historia (bombas de Hiroshima y Nagasaki con el fin de concluir la Segunda Guerra Mundial), así como accidentes (Chernóbil y Fukushima) que se han grabado en la memoria de numerosas generaciones. Sin embargo, la energía nuclear es una de las fuentes de generación más seguras (buena prueba de ello son los numerosos sistemas duplicados y redundantes que existen en estas centrales, y que no hay en centrales de ciclo combinado por ejemplo) y sostenibles que existen, y se postulan como un pilar fundamental en la composición futura de un mix energético respetuoso con el medio ambiente.

5. Análisis de riesgos

Como todo proyecto, este no se libra de tener que afrontar una serie de riesgos inherentes tanto al propio uso de la energía nuclear, como al inusual emplazamiento del reactor, como es una embarcación marítima de grandes dimensiones.

Por una parte, la energía nuclear de por sí cuenta con un estigma, fruto tanto de su uso militar en la segunda guerra mundial, como de los escasos pero muy sonados accidentes ocurridos a lo largo de la historia. El más reciente de ellos (2011), el acontecido en la central nuclear Fukushima-Daichii, consecuencia del terremoto y posterior tsunami, trajo consigo una cascada de reacciones, muchas de ellas un tanto impulsivas y más llevadas por la histeria colectiva y la aprobación política que por la evidencia científica, que a su vez han marcado el futuro de la energía nuclear. Alemania por ejemplo, con Angela Merkel a la cabeza en aquel instante, decidió cerrar temporalmente 7 de sus centrales nucleares con el objetivo de estudiar su seguridad [10], y pocos días más tarde anunció la suspensión del plan para alargar la vida de las centrales nucleares [11]. Esto ha llevado a que el pasado 15 de abril de 2023, Alemania culminase el cierre total de las centrales nucleares operativas en el país [12]. Sin embargo, este caso no es único y grupos ecologistas y de presión tomaron fuerza en un contexto de miedo y desconocimiento científico y técnico. Y es que si se observan los estudios realizados por la Universidad Médica de Fukushima a la población más afectada por el incidente, se ha estimado que mientras que tan solo una pequeña fracción de la población pudo superar los 10 mSv de dosis, el 99,8% no recibió más de 5 mSv en los primeros 4 meses [13]. Cabe destacar que mientras que la dosis límite anual para las personas del público general (lo que incluye también a niños) es de 1 mSv al año, los trabajadores tienen una dosis límite de 100 mSv durante 5 años, que si es promediada, arroja un valor de 20 mSv por año. Es por esto que aunque los límites fueron superados, se siguen manteniendo dentro de valores aceptables ya que son considerablemente inferiores a los considerados para los trabajadores que por supuesto siempre se mantienen en rangos muy seguros. Además, no se han podido observar muertes o efectos provocados por la radiación a causa del accidente [14], [15]. Sin embargo, a pesar de los datos, sigue persistiendo ese rechazo hacia la energía atómica, lo cual puede suponer un serio riesgo para esta en el desarrollo del proyecto, a pesar de que se trate de una de las energías más limpias, clave en la descarbonización.

Es por esto, que deberá de competir con otras energías que también pretenden revertir la situación actual de aumento en las emisiones de gases de efecto invernadero, como

pueden ser el hidrógeno (aún no muy desarrollado, pero que se postula como un gran competidor en el futuro [16]), el gas natural (con sus peligros relacionados con el metano y sus presentes, aunque reducidas, emisiones de CO₂ [16]) o alternativas más utópicas y difíciles de implantar, como la energía solar.

Además la energía nuclear, cuenta con el inconveniente de que es necesaria la presencia de un operador que pueda controlar el reactor para su correcto funcionamiento, lo que puede dar lugar a un aumento desmesurado de la tripulación que aumente los costes y haga menos atractiva la inversión en este tipo de tecnología. Por esto mismo, se priorizarán aquellos reactores con una necesidad de control mínimos.

Por otro lado, una de las mayores complicaciones, además de ser una etapa clave en el desarrollo de un reactor nuclear, es la fase de licenciamiento. Esta fase supone que la autoridad competente del país en el que va a operar el reactor debe aprobar su diseño y aceptar su operación basándose en innumerables criterios que conllevan periodos de 5 a 10 años, según el país [17]. Esto, ya de por sí supone un proceso burocrático de grandes dimensiones, y se ha de remarcar que sirve para licenciar un modelo concreto de reactor en un país. El problema recae, por consiguiente en la casuística, y es que en este caso, el reactor se encuentra alojado en un barco, que como es obvio, va a moverse a lo largo de todo el planeta. Es por eso que sería importante para el bien del propio proyecto, que fuese un organismo internacional, y no los nacionales de cada país, el que a la vez teniendo en cuenta las consideraciones de cada uno de los estados miembros, estableciese un marco que permitiese la navegación y acceso a puerto en la mayor parte del planeta.

Otro aspecto que se ha de tener en cuenta a la hora de analizar los aspectos más peligrosos de un proyecto así es la proliferación, es decir, el desvío de material radiactivo para su uso en el ámbito militar. Para ello, es necesario que los reactores tengan una alta resistencia a la proliferación, que impida que este material caiga en manos equivocadas. Esto puede ocurrir, ya que al tratarse de una embarcación, puede atravesar zonas con alta actividad terrorista o pirata que vean en el secuestro de este tipo de barcos, una forma de financiación y de causar terror y peligro.

Finalmente, cabe destacar que, como ya ha sido mencionado, los reactores que cumplen con estas características pertenecen a la nueva generación IV. Esta generación, como se verá más adelante está compuesta por diferentes tecnologías, muy distintas entre ellas pero que a su vez suponen una irrupción tecnológica y un posible cambio de paradigma que permita cambiar la mentalidad de una parte de la población con respecto a la energía nuclear. Sin

embargo, esta nueva generación de reactores nucleares se encuentra aún en estadios iniciales de desarrollo, por lo que es probable que no sea hasta dentro de una década (más o menos 2030) que se pueda tener constancia del funcionamiento y de la viabilidad de este tipo de nuevos reactores.

6. Dimensionamiento de la potencia del reactor nuclear alojado en el Cádiz Knutsen

Como se ha mencionado anteriormente, el objetivo de este TFM es la sustitución del sistema de propulsión diésel de un barco de transporte de gas natural licuado por un reactor nuclear que permita un transporte seguro, efectivo y reducido en emisiones. Para ello, es necesario en primer lugar conocer tanto el buque que pretende ser modificado, así como el resto de la flota susceptible de serlo. Para ello, en el ANEXO II: Flota de la compañía KNUTSEN para el transporte de LNG, se pueden observar los diferentes datos correspondientes a los barcos pertenecientes a la compañía Knutsen [18].

De esta manera, se pueden observar las características de los diferentes buques de la flota, estableciendo similitudes y, por consiguiente, facilitando la búsqueda de los diferentes parámetros, debido a la ausencia o privacidad de datos en muchos casos. De hecho, en la propia tabla se remarca que tanto el Cádiz Knutsen como el Bilbao Knutsen o el Sestao Knutsen tienen las mismas características dimensionales, así como de potencia y velocidad, por lo que es altamente probable que el desplazamiento estándar sea muy similar entre ellos. Si que es verdad que según esos mismos datos [19] el Bilbao y el Sestao tienen una diferencia en desplazamiento de algo más de 10000 t. Debido a la falta de datos para el Cádiz, se opta por seleccionar un valor medio entre estos dos con el objetivo de realizar una aproximación. Es por esto por lo que finalmente se establece un valor de alrededor de 100000 t de desplazamiento estándar para el Cádiz Knutsen.

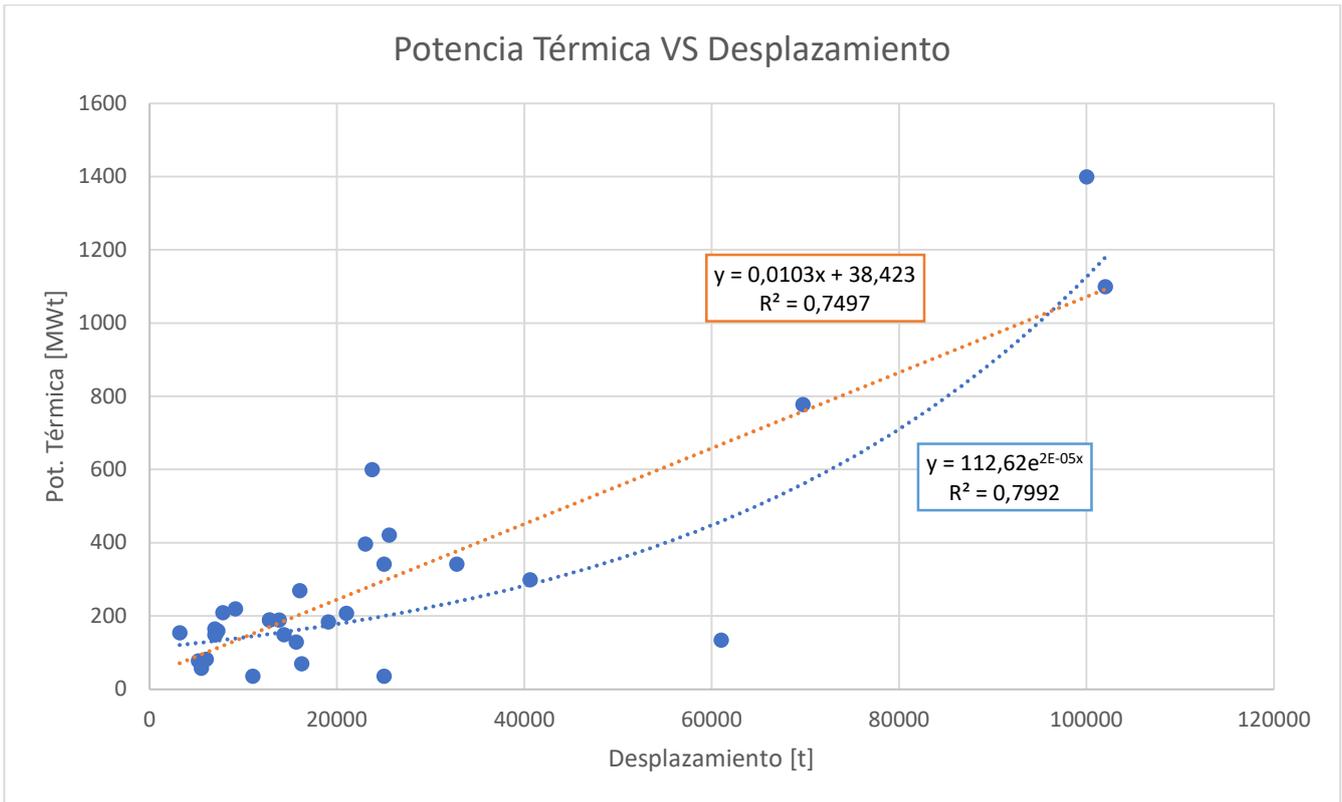
Una vez contextualizada la embarcación objeto de estudio, se pasa a analizar la realidad tanto histórica como actual de la tecnología nuclear en el contexto marítimo. Para ello, se han seleccionado 30 embarcaciones de numerosas tipologías, cubriendo el rango de posibilidades y siempre atendiendo a la disponibilidad de datos. Estas embarcaciones se pueden encontrar en el ANEXO III: Embarcaciones de propulsión nuclear.

Entre las naves, destacan sobre todo aquellas relacionadas con el ámbito militar, suponiendo prácticamente el 70% de la totalidad, y siendo entre estas los submarinos los que tienen una mayor presencia. Estas naves, como ya es sabido, se diferencian principalmente de naves de uso civil en el grado de enriquecimiento del uranio, que supera el 90%. Como embarcaciones más similares al gasero de la compañía Knutsen, se encuentran los barcos mercantes NS Savannah, Otto Hahn y Mutsu, construidos en los años 50 por EE. UU., Alemania y Japón respectivamente, con el objetivo de demostrar que un uso de la energía nuclear de

forma pacífica era posible. Sin embargo, debido a los altos costes de operación del reactor (muy sobredimensionados por el clima antinuclear latente debido a las bombas de Hiroshima y Nagasaki) algunos como el japonés, fueron reconvertidos a tecnología diésel pasados unos pocos años [20].

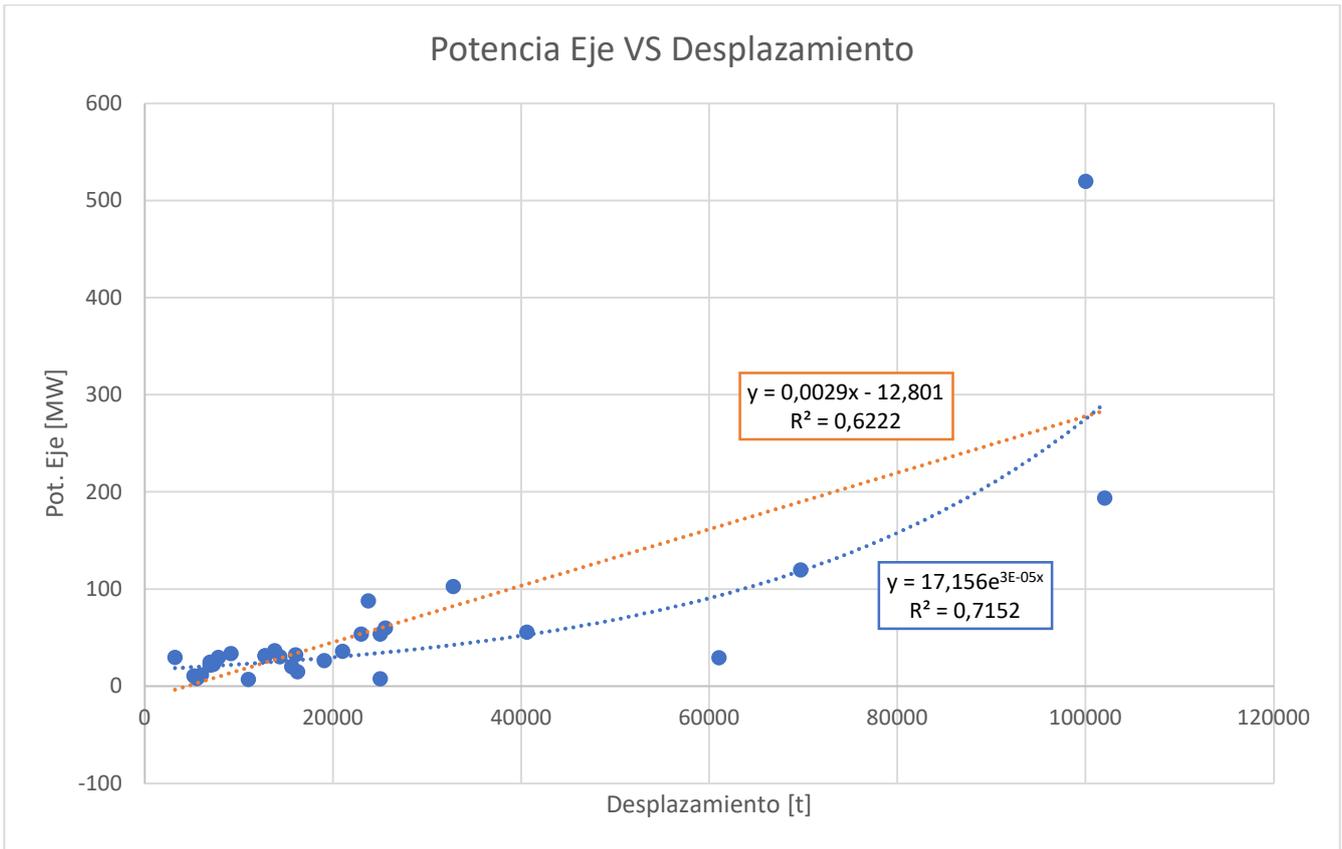
De hecho, el mayor ejemplo de uso de tecnología nuclear hoy en día se puede encontrar en los rompehielos utilizados principalmente por Rusia con el objetivo de navegar los fríos mares del Ártico. Estas embarcaciones no solo llevan décadas funcionando (el rompehielos Lenin fue el primero a mediados del siglo XX [21]), sino que se siguen diseñando y desarrollando nuevos modelos con características mejoradas, como es el caso del proyecto 10510 que planea la construcción de una serie de 3 rompehielos de última generación [21].

Como se puede observar, en la tabla se especifican aquellos parámetros sujetos a evaluación para la caracterización del reactor del gasero. Además de la potencia térmica de los reactores instalados en las embarcaciones y la potencia efectiva que se traduce en propulsión, en la tabla se especifican la velocidad, expresada en nudos y el desplazamiento, en toneladas. A partir de estos datos, se han obtenido una serie de gráficos con el objetivo de vislumbrar si existe alguna tendencia entre la potencia instalada y el desplazamiento de la nave. Cabe destacar antes de comenzar el análisis que, como ya se ha mencionado anteriormente, los submarinos suponen una gran parte de los datos, siendo estos las embarcaciones con un menor desplazamiento por sus menores dimensiones. Es por esto, que se observa que existe una gran concentración de datos para bajos desplazamientos.

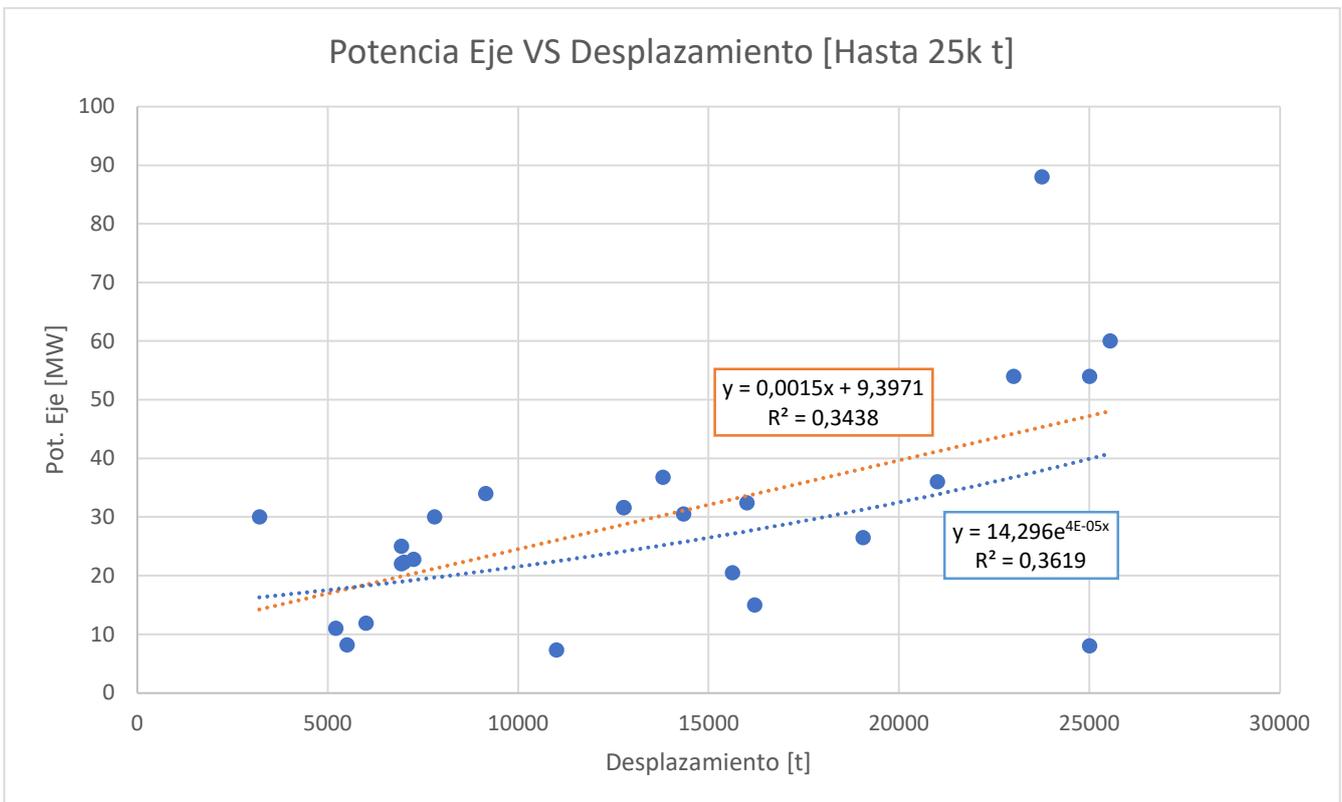
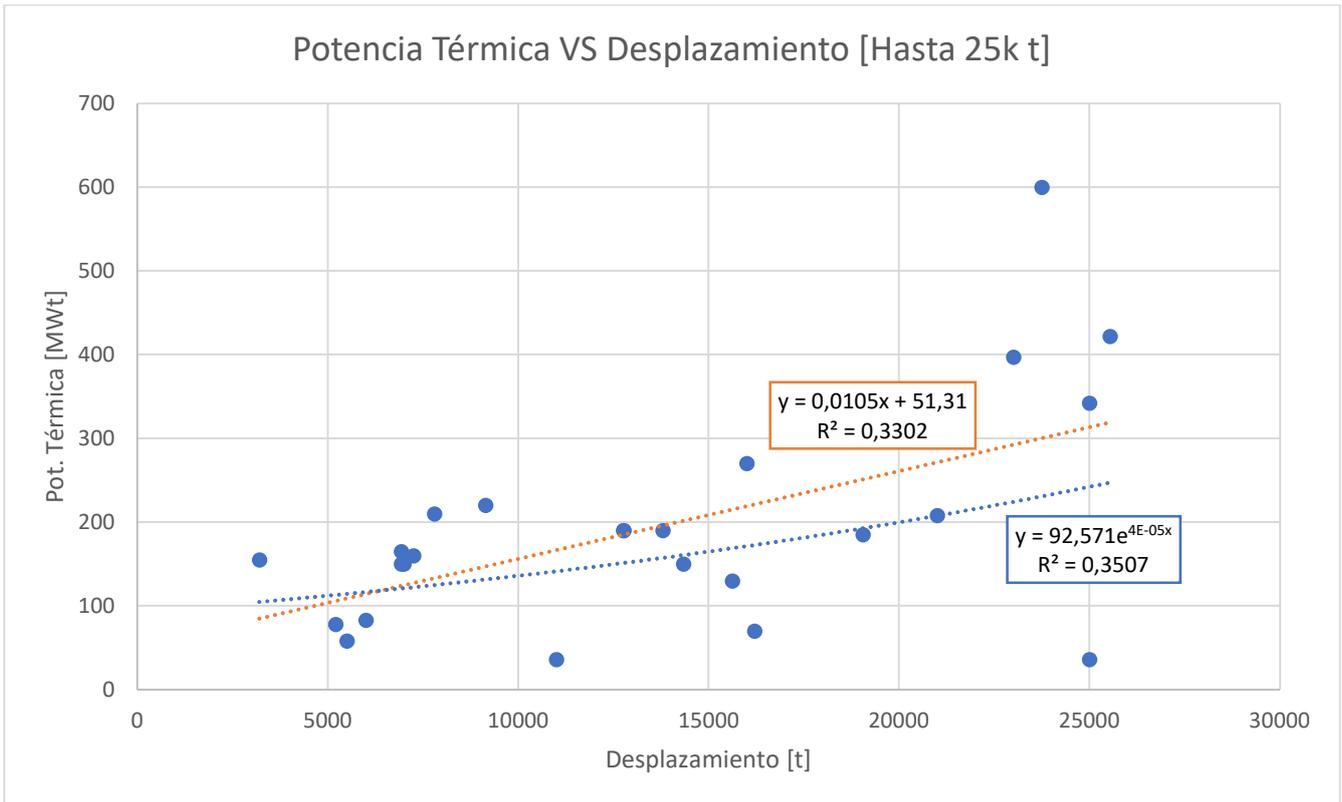


En esta primera gráfica, se establece la relación entre la potencia térmica del reactor nuclear y el desplazamiento. Además de los propios datos, se han incluido dos líneas de tendencia, una de ellas lineal y la otra exponencial, con el objetivo de observar cuál de ellas se ajusta más a los datos. Esto se hace para observar tendencias que nos permitan calcular de forma más fiable la potencia que debería de tener el reactor del Knutsen. Se ha incluido también para cada una de ellas, el coeficiente de determinación R^2 , para mostrar cuánto se ajustan estos modelos a las variables que se están estudiando. En el caso de la tendencia lineal, se obtiene un valor de R^2 igual a 0,7492 lo cual muestra que existe cierta relación lineal, aunque este valor no es lo suficientemente alto para afirmarlo de forma rotunda. De igual forma, la tendencia exponencial supone un ligero aumento del coeficiente de determinación, hasta un valor de 0,7992, sin embargo, esto sigue indicando un valor intermedio de representatividad del ajuste.

A continuación, en la siguiente gráfica se dibuja la relación entre la potencia en el eje, en este caso, y de nuevo, el desplazamiento. Se han construido las mismas líneas de tendencia que en el caso anterior, y arrojando en este caso valores ligeramente inferiores que los anteriores, lo que se traduce en una mayor incertidumbre a la hora de establecer las debidas relaciones.



Debido a la ya mencionada concentración de datos para valores bajos de desplazamiento, se ha decidido poner el foco en estos con el objetivo de establecer tendencias con una mayor representatividad. Sin embargo, tanto para el caso de la potencia térmica como de la efectiva en el eje, lo que se ha podido advertir es la gran dispersión de los datos debido a que no debemos de olvidar que no se están tomando en consideración factores como antigüedad, uso (los portaaviones analizados utilizan una parte de la energía térmica para las catapultas de lanzamiento de los cazas, lo que induce a una mayor potencia instalada) o que los barcos circulan a diferentes velocidades. Esto induce indudablemente a unos valores muy bajos del coeficiente de determinación R^2 , el cual adquiere valores cercanos a 0,4.



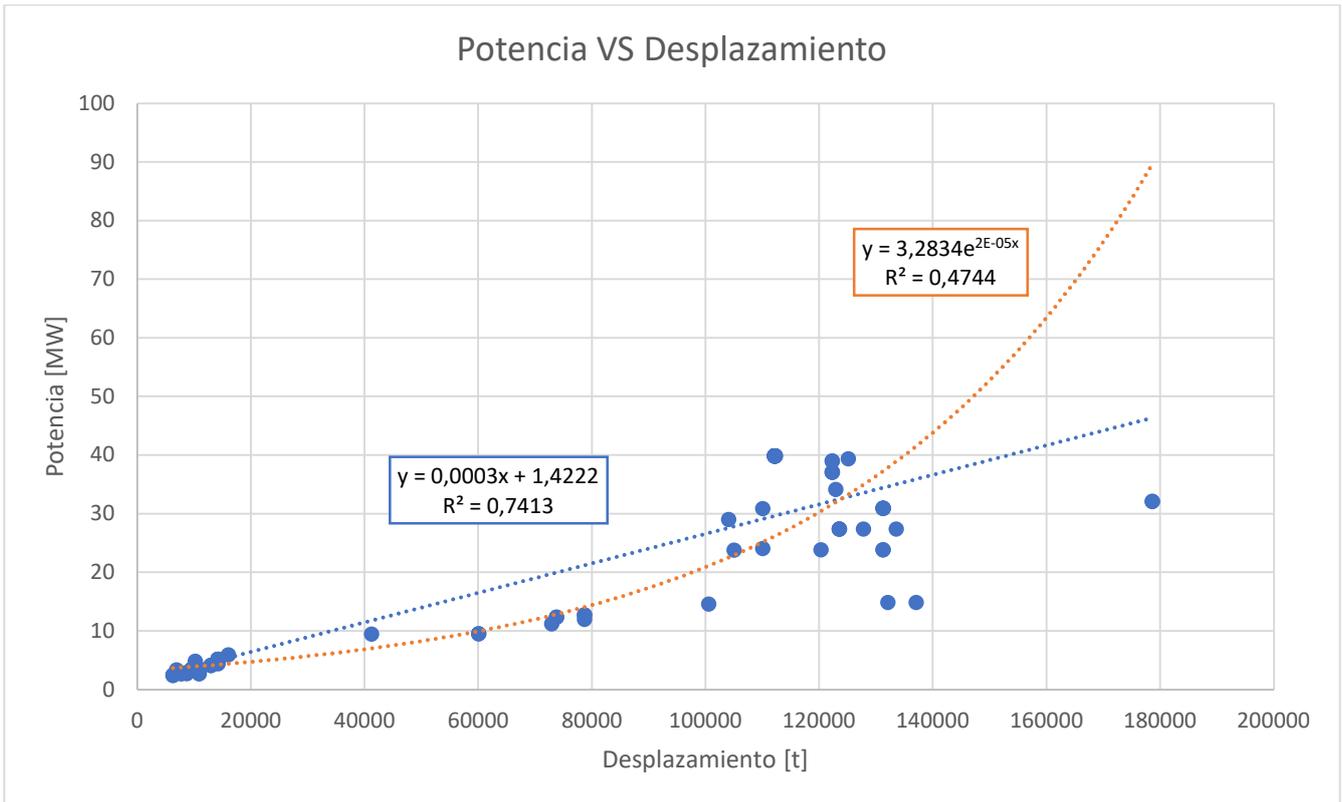
Una vez valorados estos gráficos y observado las tendencias, se puede asegurar que las conclusiones que se puedan extraer de estos datos son pobres y sobre todo una aproximación muy leve, debido a todo lo mencionado anteriormente. La correlación entre

líneas de tendencia y los datos es muy débil, además de que la propia cantidad tan pequeña de datos dificulta hacer valoraciones con cierto respaldo. Sin embargo, debido a que estas son todas las naves de propulsión nuclear para las que se han podido recoger datos, es necesario aprovecharlos al máximo aun estimando unos valores abiertamente conservadores. Por el momento se estiman valores muy altos de la potencia en el eje, siendo estos del orden de los centenares de MW, lo cual induce a ser cautos y buscar otras vías para acercarse más a la realidad de las embarcaciones de este tipo.

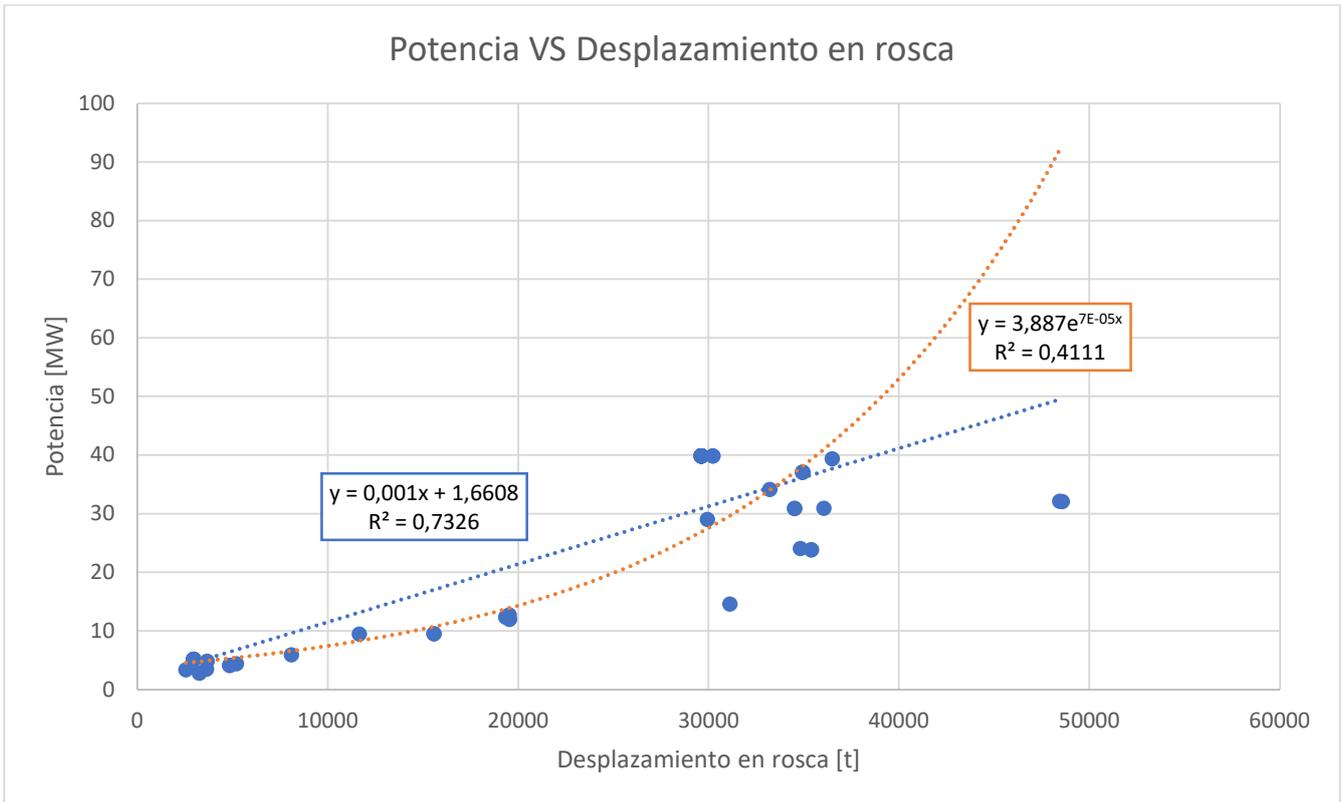
Es por ello por lo que se ha decidido también analizar algunos barcos de transporte de gas o petróleo licuados, aunque estos sean propulsados en su mayoría por diésel. Para ello, y debido a la falta de datos, o en su defecto, su privacidad, se han utilizado dos bases de datos, [22] y [23], que combinadas han sido extremadamente útiles para recabar los mismos, obteniendo los mismos parámetros que se han empleado para el caso de las embarcaciones de propulsión nuclear. Los datos de los diferentes gaseros se pueden observar en el ANEXO IV: Cargueros de LNG con propulsión por turbina de gas o diésel.

Para el análisis de estos datos, se seguirá también el mismo procedimiento que para los barcos de propulsión nuclear. Es decir, se estudiarán los diferentes datos y se comprobará si existe una tendencia que pueda utilizarse para llegar a una valoración final o si, por el contrario, como en el caso anterior, la dispersión de los datos imposibilita realizar aseveraciones con certeza, teniendo que incluir un alto factor de incertidumbre y, por consiguiente, ser conservador.

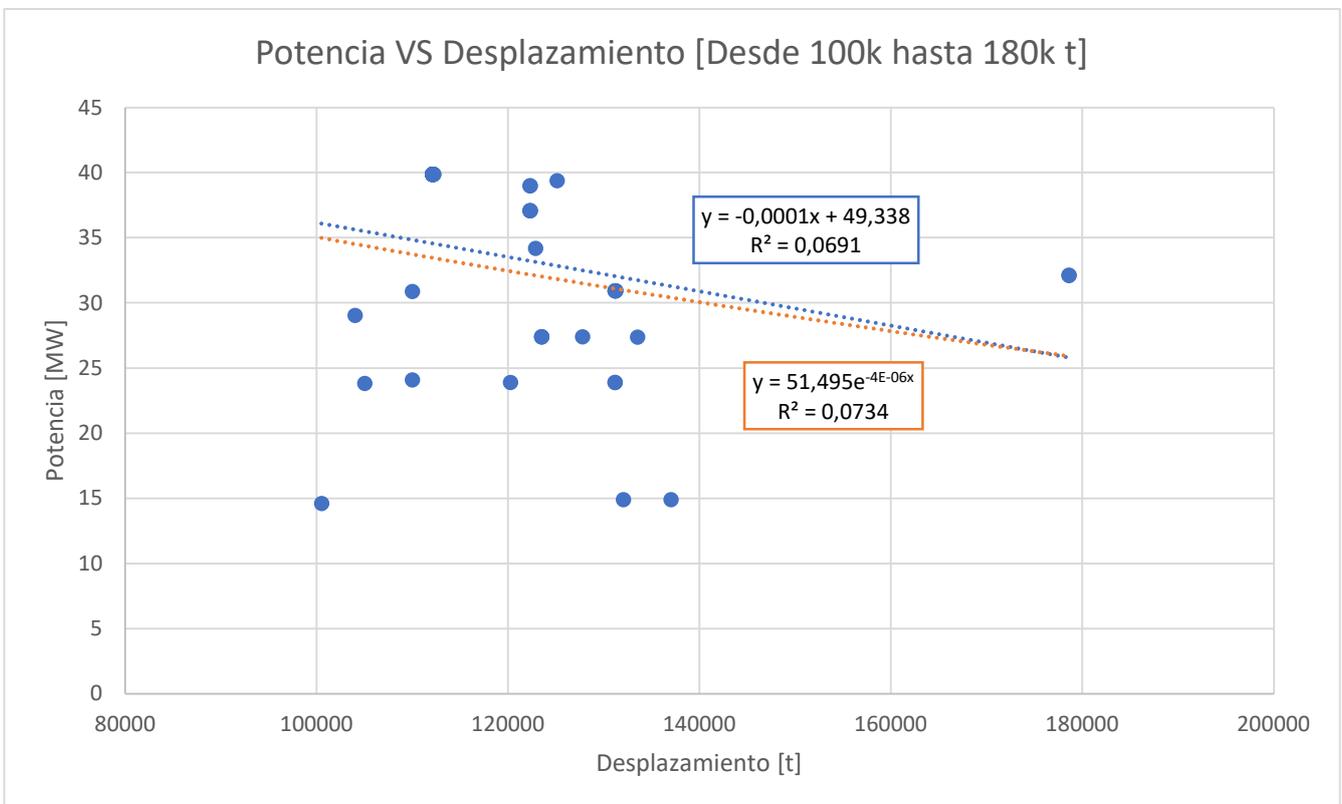
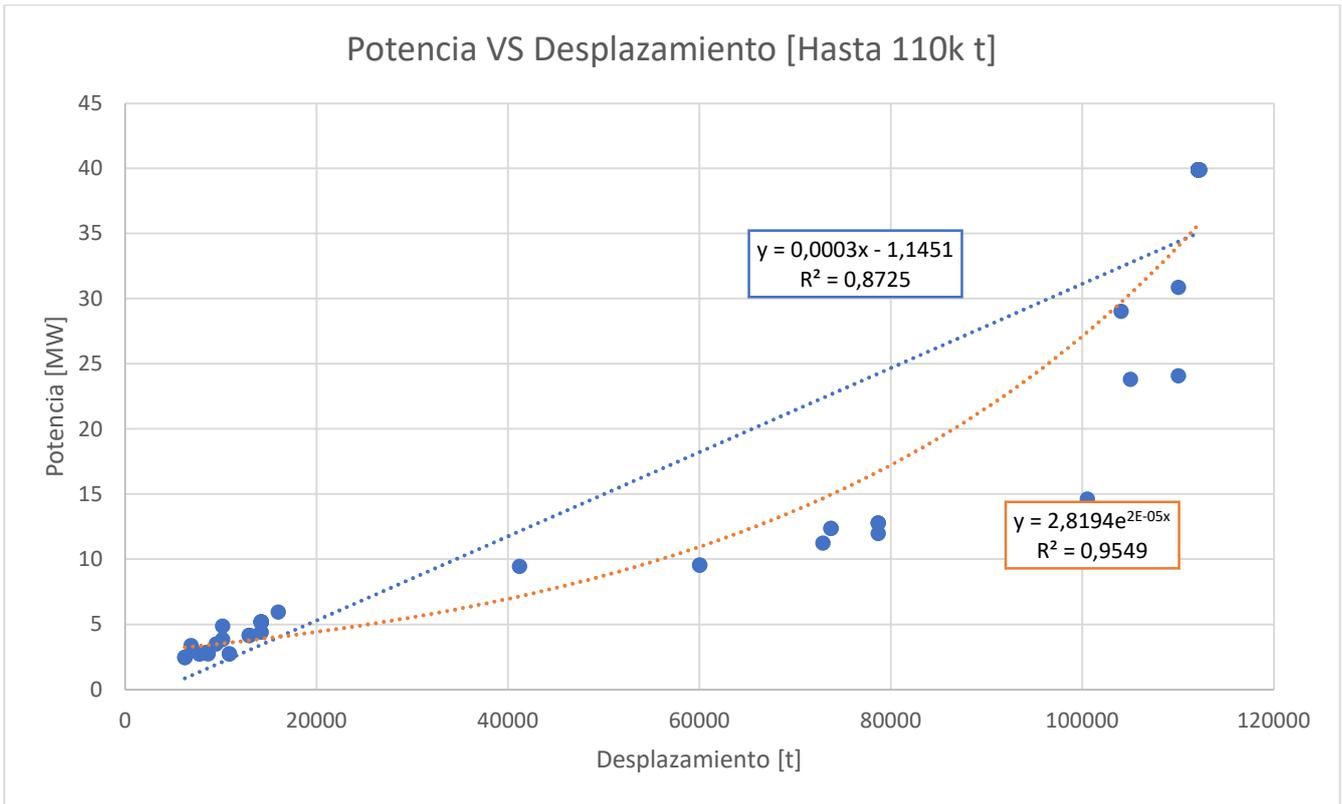
En primer lugar, en el siguiente gráfico, se estudia de nuevo la relación existente entre la potencia instalada (en este caso del motor diésel, en la mayoría de los datos, o diésel-eléctrico) y el desplazamiento estándar. En este caso, los datos escogidos muestran una menor concentración (sin embargo, la selección no se ha hecho buscando esto con el fin de preservar la aleatoriedad en la mayor parte de las medidas, sino que más bien el único criterio que se ha tomado es la disponibilidad de datos). A pesar de esto, los valores del coeficiente de determinación R^2 que arrojan ambas líneas de tendencia (lineal y exponencial), son similares a los obtenidos para la potencia térmica de los reactores alojados en los barcos de esta tecnología.



Para el siguiente gráfico, se ha realizado un mismo contraste entre potencia instalada y desplazamiento, solo que en este caso se ha utilizado el desplazamiento en rosca (lightweight displacement en inglés). Este desplazamiento es el peso del buque tal cual sale del astillero, o lo que es lo mismo, en ausencia de combustible, tripulación, víveres... Este análisis se realiza para simplificar la comparativa y descartar de esta manera variables secundarias que puedan afectar. En este caso, los valores de R^2 se mantienen invariables prácticamente en comparación con los obtenidos para el desplazamiento estándar. Si que se aprecia una mayor tendencia hacia la linealidad que a la exponencial a juzgar por los valores del coeficiente de determinación. Sin embargo, se remarca que aparentemente las tendencias se mantienen iguales tanto utilizando el desplazamiento estándar como el desplazamiento en rosca.



A continuación, y con el objetivo de focalizarse en pequeños y grandes desplazamientos, ya que quizás las tendencias que existen varían para altos desplazamientos, se procede a separar la primera gráfica en dos casos. En el primero de ellos, se evalúan los datos desde 0 hasta 110000 t, de forma que de esta manera se cubre la mayor parte del espectro de desplazamientos que cumplen los Knutsen. En el caso del segundo, los desplazamientos van desde las 100000 hasta algo más de 130000 t. Se puede observar que, en el primero de los casos, existen los valores más altos conseguidos hasta el momento para el coeficiente de determinación tanto en el caso de la recta de tendencia como en el de la exponencial. De hecho, la exponencial muestra un valor de 0,9549. Sin embargo, para altos desplazamientos, la gran dispersión de los datos se ve traducida en una correlación prácticamente nula para ambas tendencias analizadas hasta ahora.



Debido a que la embarcación a estudio se encuentra en ese rango de desplazamiento, el primero de los casos es el de mayor interés.

Cabe destacar, que se han realizado diferentes simulaciones con diferentes cantidades de embarcaciones, ya que en un principio solo se habían elegido 30 gaseros, a los que posteriormente se les añadieron 51 más con el fin de aumentar la muestra. Sin embargo, tanto en las valoraciones iniciales como en la final que se presenta en el gráfico anterior los valores de correlación se han mantenido prácticamente invariables.

Por simplicidad, como se ha observado cierta tendencia lineal en los datos, se ha decidido realizar una tabla con una linealización de la potencia necesaria en el Knutsen en base a su propio desplazamiento estándar y a la potencia y desplazamiento de otros buques de sus mismas características. De esta manera, se obtiene una aproximación de la potencia instalada con la que debería contar el Cádiz Knutsen. Una vez obtenido esto, se ha aplicado la eficiencia con el objetivo de averiguar qué cantidad efectiva de esta es transmitida al eje del barco. Debido a la disparidad de datos, se ha contemplado que, aunque la eficiencia de los pequeños motores diésel ronda el 30% [24], la de los grandes motores marinos podría llegar a superar el 50% [25]. Es por eso por lo que se han realizado dos aproximaciones diferentes. Una en la que se supone un rendimiento del 40%, y otra en la que el rendimiento escala hasta el 50% (engloba el rango de eficiencias de grandes motores lentos marinos). De esta manera se obtiene un rango de valores plausibles que después aplicar al caso del reactor nuclear. Es necesario comentar que las embarcaciones que se han tomado son aquellas cuya velocidad es de 19,5 nudos, es decir igual a la velocidad del Cádiz Knutsen, aunque también se han introducido algunos barcos cuya velocidad es de 19 nudos, como se puede ver en la siguiente tabla (el Fuwairit muestra unas características muy similares al Cádiz en cuanto a potencia, desplazamiento y velocidad).

Eficiencia=40%					
Cálculo Potencia [V cte]	Desplazamiento [t]	Potencia [MW]	Potencia Knutsen [MW]	Pot Eje [MW]	Pot Térmica Equivalente [MWt]
Golar Frost	112216,00	39,90	35,62	14,25	94,98
Gaslog Salem	112089,70	39,90	35,66	14,26	95,09
Pan Americas	125095,00	39,40	31,55	12,62	84,13
Diamond Gas Rose	132029,00	14,92	11,32	4,53	30,19
Maran Gas Delphi	122869,60	34,20	27,88	11,15	74,35
19 → Prism Agility	133516,00	27,40	20,56	8,22	54,82
19 → Fuwairit	104018,90	29,05	27,98	11,19	74,60
19 → Amberjack LNG	127753,00	27,41	21,49	8,60	57,31
Cádiz Knutsen	100170,00				

Eficiencia=50%					
Cálculo Potencia [V cte]	Desplazamiento [t]	Potencia [MW]	Potencia Knutsen [MW]	Pot Eje [MW]	Pot Térmica Equivalente [MWt]
Golar Frost	112216,00	39,90	35,62	17,81	118,72
Gaslog Salem	112089,70	39,90	35,66	17,83	118,86
Pan Americas	125095,00	39,40	31,55	15,77	105,17
Diamond Gas Rose	132029,00	14,92	11,32	5,66	37,73
Maran Gas Delphi	122869,60	34,20	27,88	13,94	92,94
19 → Prism Agility	133516,00	27,40	20,56	10,28	68,52
19 → Fuwairit	104018,90	29,05	27,98	13,99	93,25
19 → Amberjack LNG	127753,00	27,41	21,49	10,75	71,64
Cádiz Knutsen	100170,00				

Además, en la tabla también se puede observar que los valores para la eficiencia del 50%, que sería la aproximación más conservadora, ya que esta daría los valores más altos para potencia en el eje, y por lo tanto al calcular la potencia térmica, que tiene una eficiencia de aproximadamente el 14% daría el valor más alto, oscilan entre 10 y 18 MW en eje principalmente. Si pasamos esto a MWt, dividiendo entre 0,14 (valor modal del rendimiento entre la potencia térmica generada y la potencia que llega al eje en ANEXO III: Embarcaciones de propulsión nuclear), obtendríamos valores de potencia térmica entre 71,43 y 128,6 MWt. Los valores para la eficiencia del 40% son menores por lo que en favor de la seguridad y la garantía del correcto funcionamiento, se utilizan los valores calculados.

Partiendo de la base que el Cádiz Knutsen tiene una potencia instalada de 28 MW desarrollada por una planta de propulsión con turbina de vapor cuya eficiencia se establece en un 59% según [26], aunque podría disminuir hasta un 50% en otros casos, la potencia efectiva que se obtiene en el eje se encontraría entre los 14 y los 16,5 MW, estando la potencia térmica necesaria comprendida entre los 100 y los 118 MWt.

Si observamos el caso del Fuwairit, que como ya se ha mencionado con anterioridad, es similar al Cádiz, se puede apreciar que la potencia que debería de existir en el Knutsen teniendo en cuenta las características del Fuwairit (relación lineal) coincide con la que tiene de hecho instalada. Esta potencia se traduce en prácticamente 14 MW en el eje. Si se vuelve a dividir entre 0,14 para obtener la potencia térmica se obtiene un valor de 100 MWt. Sin embargo, hay que tener en cuenta que el Cádiz navega a una velocidad un tanto superior a este barco, por lo que la potencia también habrá de ser ligeramente superior.

Un punto positivo es que los tres análisis realizados nos llevan al mismo rango de potencias a instalar en la nave.

En base a estos datos, se puede estimar de forma conservadora que la potencia a instalar de los reactores nucleares debe de ser superior a los 100 MWt. Esta potencia garantiza

tanto la velocidad de la embarcación como su funcionamiento de forma correcta. Sin embargo, esta potencia únicamente se encargará de la propulsión de la embarcación. Para el resto de los servicios auxiliares que deben de ser alimentados en el barco (luces, equipos de control, radares...) es necesario contar con generadores extra, así como para garantizar un flujo de refrigerante al núcleo en caso de emergencia y que el reactor nuclear no cuente con sistemas de seguridad pasivos. Para ello, según [27], que a su vez se basa en un informe realizado por la consultora medioambiental británica ENTEC, se define el porcentaje de la potencia total instalada en el barco que absorben tanto el motor principal encargado de la propulsión (generalmente diésel lento en grandes barcos) como los motores auxiliares encargados del resto de la demanda dentro del barco, en función del tamaño. En la siguiente tabla se pueden observar las conclusiones extraídas del estudio.

	Small	Medium	Large
Fraction of ME installed capacity of total ship's installed capacity (%)	84%	88%	91%
Fraction of AE installed capacity of total ship's installed capacity (%)	16%	12%	9%
Total installed capacity (%)	100%	100%	100%

Como ya se ha concretado con anterioridad, los resultados se dividen para diferentes tamaños de barco, especificando las categorías pequeña, mediana y grande (Small, Medium y Large). La categoría pequeña abarca potencias del motor principal encargado de la propulsión menores a 6000 kW, la mediana potencias entre 6000 y 15000 kW y la grande, potencias más allá de los 15000 kW. Para el caso del Cádiz Knutsen, se sabe que la potencia ofrecida por la turbina UA-400 de Kawasaki, es decir este sería el main engine, es de 28000 kW. Por lo tanto, este barco se situaría en la categoría de grandes dimensiones. Si se desea calcular la potencia de motores auxiliares, esta se calculará teniendo en cuenta esta potencia de motor principal, por lo que:

$$Pot_{Main\ Engine} = 28\ MW \rightarrow Pot_{Total\ Instalada} = \frac{28\ MW}{0,91} = 30,77\ MW$$

$$Pot_{Auxiliar\ Engine} = 30,77\ MW * 0,09 = 2,77\ MW$$

$$\% Pot_{AE\ con\ respecto\ a\ Pot_{ME}} \rightarrow \frac{2,77\ MW}{28\ MW} * 100 = 9,89\ \%$$

Esto se traduce en que la potencia de los motores auxiliares constituiría más o menos un 10 % de la de propulsión. Es decir, que según lo establecido en [27], la potencia instalada necesaria en los motores auxiliares sería de prácticamente 3 MW, con el objetivo de dotar de energía eléctrica a la embarcación. Sin embargo, aunque en el trabajo sí que se realiza una distinción entre los diferentes tamaños de barcos, no se valora el tipo de barco del que se trata (portacontenedores, graneleros, petroleros, gaseros...). Es por esto por lo que, por tomar los datos de forma conservadora, se decide que esta potencia escale hasta los 4 MW. Sin embargo, se procederá a analizar más informes con el objetivo de recabar más datos.

En el caso de [28], se valoran entre otros factores las potencias de los motores auxiliares en función de la propulsión, aunque en este informe los barcos que se someten a estudio no son gaseros como el Cádiz Knutsen si no portacontenedores de diferentes tamaños (medidos en TEU). Sin embargo, se valorarán los resultados para el Cádiz Knutsen con el objetivo de observar si existen ciertas similitudes y tendencias entre lo calculado anteriormente y lo que se presenta en este trabajo. En general, se va observando distintos tipos de barcos de contenedores, variando sus límites de desplazamiento en función de la categoría. Los valores del porcentaje de potencia de los motores auxiliares en función de la potencia de propulsión oscilan en general entre el 4 % y el 13%, lo que nos permite observar que lo obtenido en los cálculos anteriores entra dentro de ese rango. Si nos fijamos en detalle en el desplazamiento, la categoría que más se asemeja son los Post-Panamax. En su caso el porcentaje mencionado se sitúa entre 4,5% y 7,1% pero cabe destacar que las potencias utilizadas en estos son muy superiores (45 MW para desplazamientos del orden de las 100000 toneladas) debido a que su velocidad también es varios nudos superior (≈ 25 knots). Lo que sí que se aprecia es que el valor de potencia utilizada para abastecer los sistemas de electricidad se sitúa en el entorno de los 3 MW, superándolo para los casos de desplazamiento más altos. Esto es otra buena señal de que al menos los cálculos realizados guardan cierta relación con la realidad.

Posteriormente, se ha encontrado [29], el cual es un informe similar al anterior, solo que en este caso se estudian petroleros. Aunque estos no son exactamente los gaseros que estamos analizando, tienen una mayor similitud con los mismos que los portacontenedores del documento anterior. De nuevo en este caso, se presentan varias categorías que engloban diferentes desplazamientos y tamaños. Como valores generales, los porcentajes de potencia de los motores auxiliares en comparación con el principal escalan hasta un rango comprendido entre 15-21%. Como en el informe anterior, se repite como valor medio de potencia los 3 MW.

Si observamos la categoría Aframax, que sería la que tiene valores de desplazamiento más similares al Cádiz Knutsen, se estiman unos valores de entre 23 y 27,5%, siendo las potencias las comprendidas entre 1,2 y 4,2 MW. Si suponemos un porcentaje del 25% en nuestro caso, el valor de potencia sería el siguiente:

$$28 * 0,25 = 7 \text{ MW}$$

Sin embargo, a la vista de los valores que se dan sucesivamente en el documento este valor se antoja un tanto elevado. Cabe destacar además que las potencias que utilizan estos barcos para los desplazamientos que tienen son prácticamente la mitad de la instalada en el Knutsen, con velocidades que además rondan los 15 nudos (recordemos que el Cádiz Knutsen tenía una velocidad de 19,5 nudos). Es por esto, que lo más probable es que con una potencia de 3-4 MW sea suficiente para abastecer todos los subsistemas necesarios para el funcionamiento seguro y correcto de la embarcación. En aras de la seguridad se opta por una potencia de 4 MWe. Tras investigar, se ha conseguido descubrir que según [30], la potencia del motor auxiliar del Cádiz Knutsen es de 3,64 MW, lo cual se adecúa a las previsiones realizadas.

7. Descripción y características de los reactores nucleares estudiados

Como ya se ha mencionado, se han preseleccionado unos modelos de reactores que engloban diferentes tecnologías pertenecientes tanto a la Generación IV, como inferiores. Además, se cuenta con un PWR que ha servido de elemento de control para el AHP realizado.

Los modelos han sido recreados en base a los datos ofrecidos principalmente por la IAEA [31], así como por los propios documentos ofrecidos por las empresas desarrolladoras. Sin embargo, debido a que gran parte de estos reactores se encuentran en un estadio de desarrollo muy preliminar, hay muchos datos que quizá sean desconocidos. En ese caso, se ha procedido a calcular las incógnitas en base a datos conocidos, o se han realizado aproximaciones.

A continuación, se presentan los candidatos seleccionados describiendo sus características principales y el porqué de poder considerarse una buena opción para en el futuro ser implantados en barcos mercantes de uso civil.

7.1. NUWARD (EDF and contributions from CEA, Naval Group, Framatome, TechnicAtome and Tractebel-Engie)

El reactor NUWARD es un reactor de origen francés, cuyo principal desarrollador es la empresa parcialmente estatal francesa Électricité de France. Su tecnología es PWR (Pressurized Water Reactor), una tecnología que como ya ha sido mencionado, cuenta con una vasta experiencia operativa procedente de la superioridad numérica de los reactores de este tipo a lo largo de la historia y del mundo. Es por ello, el reactor que sirve de elemento de control dentro del análisis, pero que sin embargo, será también analizado. Y es que al menos, este reactor cuenta con eso, con la experiencia de haber sido ampliamente utilizado en tierra y considerablemente en el ámbito marítimo, aunque es cierto que no goza de buena consideración entre la población que, por supuesto, afecta a su aprobación por parte de gobiernos y organizaciones regulatorias marítimas.



Figura 1 Diseño general del reactor NUWARD con la vasija y el recipiente exterior de acero [Ref. <https://world-nuclear-news.org/Articles/French-developed-SMR-design-unveiled>]

Este reactor cuenta con un diseño integral, y una potencia térmica de 540 MWt [32]. En base al análisis anterior, esto sería una potencia mucho mayor de la necesaria para un barco de las características que se están estudiando, aunque sería posible, como ya están realizando otras compañías focalizadas en diseños de reactores pequeños, realizar un escalamiento de la potencia de este, de forma que, manteniendo las características de este, se redujese el valor de la potencia térmica para que entrase dentro de los márgenes establecidos.

Al tratarse de un diseño integral, el reactor, por ejemplo, consigue reducir el diámetro de rotura de tubería de refrigerante (accidente conocido como LOCA), lo cual incrementa la seguridad del mismo además de aumentar la seguridad en el caso de un incidente de este tipo.

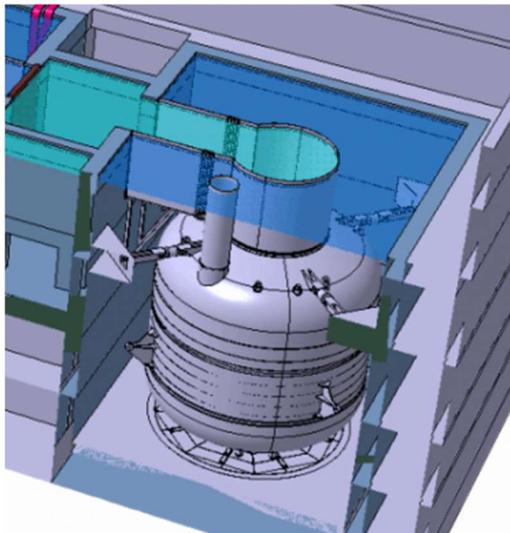


Figura 2 Reactor NUWARD dentro de la piscina que permite la evacuación del calor de desintegración [Ref. <https://www.ans.org/news/article-4033/nuward-smr-to-be-test-case-for-european-regulatory-review/>]

Además, el reactor cuenta con sistemas de seguridad pasivos que mediante la convección natural son capaces de transferir el calor procedente del decaimiento de los radionucleidos al tanque de agua en el que va sumergido el reactor (reactor de tipo piscina o “pool-type”). Cuenta además con un CRDM (Control Rod Drive Mechanism), que elimina la posibilidad de un accidente de eyección de barras de control [32]. Como se puede observar en ambas imágenes anteriores, la vasija de presión del reactor va envuelta en un recipiente

de acero que añade una nueva barrera de seguridad al reactor nuclear.

En cuanto al estado de diseño y licenciamiento, actualmente se encuentra en la fase de diseño conceptual y está preparándose para su Pre-licenciamiento. Además, el gobierno francés ya está acordando con la empresa el establecimiento de un FOAK (First Of A Kind) en Francia para demostrar su viabilidad técnica y económica [32].

7.2. MMR (*Ultra Safe Nuclear Corporation*)

El Micro Modular Reactor (por sus siglas MMR) es un reactor de diseño estadounidense basado en la tecnología HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor). Por lo tanto, se trata como su nombre indica, de un reactor refrigerado por gas, más concretamente, Helio. Además, las altas temperaturas de salida del refrigerante permiten utilizar este calor para poder realizar otras actividades complementarias como pueden ser la desalinización de agua o la producción de hidrógeno rosa, aumentando por tanto la eficiencia del proceso productivo.



Figura 3 Modelo 3D del reactor MMR y su núcleo [Ref. <https://www.usnc.com/ultra-safe-nuclear-corp-micro-modular-reactor-achieves-canadian-licensing-milestone/>]

Una característica exclusiva de este tipo de reactores es el tipo de combustible que utilizan. Concretamente, utilizan partículas TRISO también diseñadas y producidas por la

misma empresa. Estas partículas cuentan con un diámetro aproximado de 0,75 mm y están compuestas de un núcleo formado por dióxido de uranio, que a su vez va recubierto de sucesivas capas de carburo de silicio y carbono pirolítico, los cuales son materiales cerámicos que tienen como objetivo encapsular los productos de fisión y evitar la difusión de los mismos a través de estas [33]. Cabe destacar, que los reactores HTGR se dividen en dos tipos:

- **Pebble Bed:** En este caso, el reactor está compuesto de grandes bolas de carburo de silicio, las cuales contienen las diminutas partículas TRISO. Estas bolas se disponen en el reactor de forma heterogénea y aleatoria, en forma de cama, siendo esta la razón por la cual este tipo de reactores toma ese nombre. Los HTGR con este sistema permiten además una recarga “online”, lo que significa que es posible recargar el reactor sin la necesidad de que este cese su actividad.
- **Prismáticos:** Para este otro caso, las bolas TRISO van empaquetadas en pequeñas pastillas o “pellets”, las cuales se colocan de forma similar a un reactor PWR convencional, y son insertadas en bloques de carburo de silicio con el objetivo de añadir una nueva capa de seguridad y encapsulamiento alrededor del combustible. En este caso sin embargo, no se puede realizar la recarga “online” mencionada en el caso anterior.

Es en esta última categoría de reactor de alta temperatura refrigerado por gas es en la que se ubica el reactor ideado por la compañía Ultra Safe Nuclear. En la siguiente Figura 4 se puede observar la composición de su núcleo.

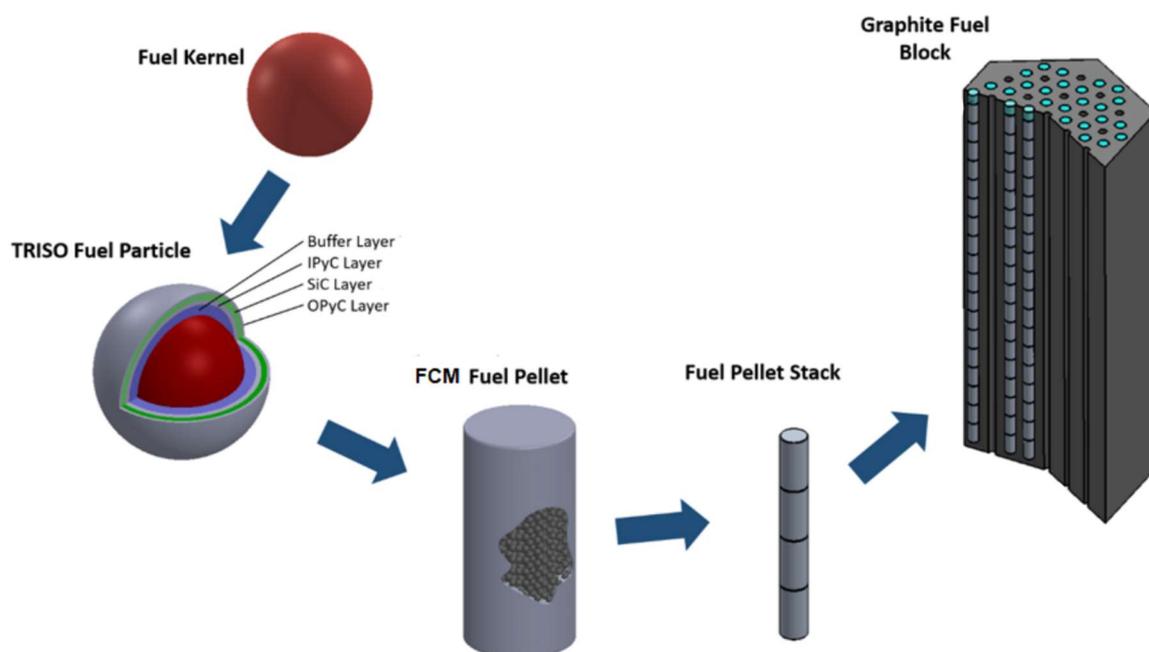


Figura 4 Composición del núcleo del reactor MMR [Ref. [34]]

En cuanto a sus características, destacan sobre todo aquellas relacionadas con el inusual combustible que utiliza. En primer lugar, estos reactores presentan una gran resistencia a la proliferación, ya que mediante el encapsulamiento del combustible y los productos derivados de la fisión, se evita que estos puedan extraerse para usos militares (principalmente el ^{239}Pu que aparece según se produce la transmutación del ^{238}U). En el ámbito marítimo, esto es un aspecto que adquiere aún más importancia, ya que en caso de que un barco mercante pueda caer en manos de terroristas o de alguna organización criminal, es necesario garantizar al máximo la incapacidad de derivar este hacia usos militares.

Además, el encapsulamiento del combustible reduce al mínimo las posibilidades de un escenario de “Meltdown” o fusión del núcleo. Esto ya ha sido comprobado, al haber sometido al combustible a temperaturas muy superiores a las de operación (alrededor de $1600\text{ }^{\circ}\text{C}$) durante varios cientos de horas, sin una pérdida de integridad de la capa de recubrimiento de las partículas [35]. Esto por supuesto, supone una gran ventaja a la hora de disponer de él como forma de propulsión en un barco, ya que en caso de algún tipo de avería, se garantiza la integridad del material radiactivo, reduciendo drásticamente el riesgo de liberación de este.

Otro aspecto positivo de este reactor es su refrigerante. Como ya se ha comentado con anterioridad, se trata de Helio, un gas que es completamente inerte y transparente a los neutrones, por lo que no participa en reacciones químicas o nucleares [36], no agravando de esta manera cualquier accidente que implique problemas o emisión de refrigerante.

La compañía además, asegura que el reactor cuenta con un sistema de evacuación del calor de desintegración en caso de parada, totalmente pasivo, mediante convección natural del aire. Esto es gracias también a la vasija que permite una alta conductividad para la extracción del calor.

Con todo, este reactor, se presenta como un serio candidato, al contar con numerosas características que son muy útiles en el contexto marítimo, como pueden ser su resistencia a la proliferación (recordemos que un barco puede estar sujeto a secuestros por parte de piratas que busquen desviar material nuclear con el objetivo de uso para la industria militar o bombas sucias) o su capacidad para por ejemplo la desalinización, muy interesante como forma de ahorrar en desalinizadoras en el propio barco.

7.3. SEALER-55 (*LeadCold*)

El SEALER-55 es un reactor rápido refrigerado por plomo (LFR) de origen sueco. Este es, por lo tanto, un reactor basado en la tecnología que utiliza metales fundidos para su refrigeración. En este grupo, aunque son mayoritarios los reactores que utilizan plomo o aleaciones eutécticas de plomo-bismuto, también están presentes los refrigerados por sodio como el 4S japonés [31]. Sin embargo, en un contexto marítimo esta característica supone un aspecto muy negativo al, como es obvio, darse en un ambiente marítimo en el que el agua es predominante y siendo el sodio un elemento que reacciona de forma muy virulenta con esta.

En cuanto a los reactores refrigerados por plomo o aleaciones de este, cuentan con unas características especiales que pocas otras tecnologías son capaces de ofrecer [37]. Por un lado, el hecho de utilizar plomo les brinda la capacidad de blindaje. Como ya es bien sabido, el plomo es utilizado como blindaje de rayos gamma en fuentes y reactores, por lo que el hecho de contar con un refrigerante que tenga esas características permite reducir el valor del término fuente, así como disminuir el blindaje necesario en la zona exterior del reactor.

Por otro lado, debido al propio camino del refrigerante, estos reactores permiten la convección natural de este para que se pueda realizar una extracción del calor de desintegración sin la necesidad de contar con sistemas activos [38]. De esta forma permiten garantizar lo que se conoce como “walk-away safety”, o lo que es lo mismo, el reactor es seguro una vez apagado y autónomo para evacuar el calor producido en la desintegración de los numerosos productos de fisión que quedan al finalizar el ciclo.

Entrando en lo que es el diseño más concreto del Sealer-55, este está fundamentado en el uso que históricamente se le ha dado al plomo líquido en reactores de submarinos militares pero mejorando ciertas debilidades que estos tenían, como puede ser el carácter corrosivo del plomo [39]. Para mantener a raya esta característica negativa del refrigerante, la empresa LeadCold ha desarrollado una aleación de acero con aluminio, exhibiendo esta una excelentes capacidades anticorrosivas [39]. Esto permitirá recubrir y de esta forma proteger diversas zonas críticas del reactor, como pueden ser los tubos con el propio combustible, los tubos pertenecientes a los generadores de vapor o las paredes interiores del reactor nuclear.

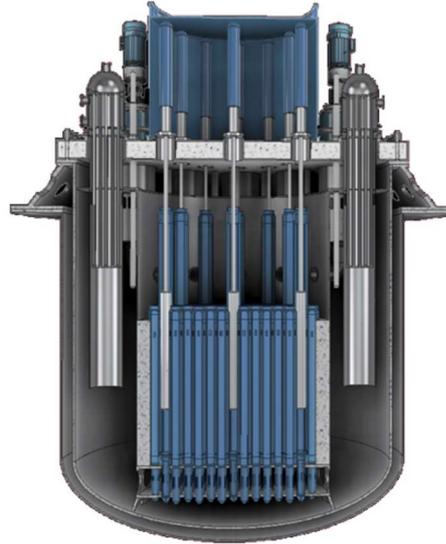


Figura 5 Diseño 3D del reactor nuclear Sealer-55 de LeadCold [Ref. <https://leadcold.com/the-sealer/>]

Además, lo que pretende LeadCold con este reactor es reemplazar los altamente contaminantes sistemas diésel utilizados en lugares remotos con el fin de generar energía eléctrica. Para ello, sus objetivos principales se fundamentan en una disminución de los costes, de forma que esta tecnología de generación se vuelva la más competitiva económicamente, así como en la modularización de los sistemas, que permita una mayor adaptabilidad en cuanto a potencia a las necesidades requeridas en cada uno de los entornos en los que decida implantarse [39]. Obviamente para ello, es necesario alcanzar las economías de escalas de forma que el coste unitario del reactor se reduzca considerablemente. Esto es un aspecto altamente positivo, ya que la implantación en barcos marítimos puede beneficiarse tremendamente de esta reducción en el precio por unidad haciéndolo mucho más competitivo frente a los costes variables y superiores de los motores basados en combustibles fósiles. Y es que como ya es sabido, mientras que los motores diésel y las turbinas son sistemas con una inversión inicial baja pero muy dependientes del precio de las commodities, los reactores nucleares tienen una alta inversión en capital con una baja dependencia de las fluctuaciones en precio de por ejemplo, el uranio. Es por esto, que esta estandarización/modularidad ayudaría en gran medida a una adopción más masiva de la tecnología.

Sin embargo, los reactores refrigerados por plomo también cuentan con algunos aspectos que no son positivos, como el propio plomo en sí. Es necesario remarcar que el plomo es un elemento altamente tóxico para el ser humano así como para especies marinas, habiendo estudios realizados en diferentes especies de peces, que certifican que a altas dosis, el plomo provoca un daño a las agallas del pez que dificulta su respiración conduciéndole a la muerte [40]. Además, la presencia en menores dosis del plomo en especies marinas también

provoca la presencia en humanos por su ingesta, al pasar a formar parte de la cadena trófica. Es por esto, que en cierto modo, supone un riesgo la presencia de un reactor de este tipo en el mar, ya que en caso de accidente y liberación de este elemento, supondría un gran accidente ecológico.

Además, el plomo es un elemento con una gran densidad, por lo que su uso como refrigerante y moderador implicaría un gran aumento de peso con respecto a reactores de otro tipo de tecnologías. Este factor, aunque en tierra puede no ser determinante, sí lo es en un contexto marítimo, debido a que el peso del reactor debe mantenerse a raya para garantizar tanto la estabilidad de la embarcación como su eficiencia en términos de transporte de carga, ya sean contenedores, petróleo o gas licuado, como es el caso de la embarcación que se ha analizado, el Cádiz de la compañía noruega Knutsen.

En conclusión, el SEALER-55 se presenta como una alternativa a considerar al contar con ciertas características muy positivas para ser ubicado en una embarcación de uso civil, empero cuenta también con aspectos más negativos que agravarían las consecuencias de un accidente como es su propio refrigerante. Además, de las tecnologías consideradas de IV Generación, la basada en refrigeración por plomo es la que cuenta con unas previsiones de desarrollo más tempranas según [37], lo cual, teniendo en cuenta que la urgencia climática impulsa a tomar acción cuanto antes, supone un punto más a favor de esta tecnología.

7.4. SSR-U (Moltex Energy)

Para completar prácticamente todo el espectro de nuevas tecnologías de reactores nucleares, se presenta el SSR-U de la compañía canadiense Moltex Energy Canada Inc, filial de la matriz inglesa Moltex Energy Limited. Este reactor pertenece a la categoría MSR o Molten Salt Reactor, o en castellano, Reactor de Sales Fundidas.

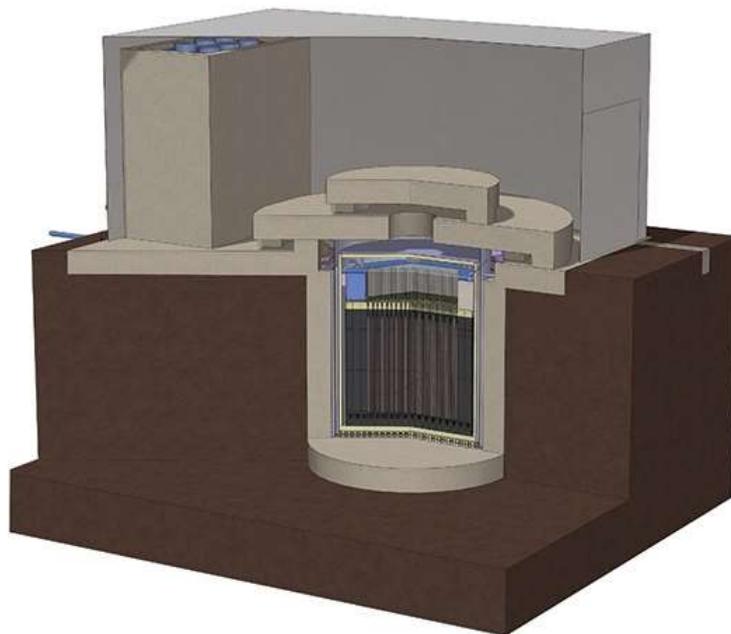


Figura 6 Modelo 3D del reactor SSR-U de Moltex con el blindaje de hormigón [Ref. <https://energyfocus.the-ic.com/nuclear/future-safer-cleaner-cheaper-nuclear-energy>]

Como su propio nombre indica, estos reactores se caracterizan porque contienen sales fundidas que ejercen el papel de moderador, refrigerante, así como de portador del combustible nuclear. Estas sales van fluyendo a lo largo del reactor bien por convección natural, bien por convección forzada. Sin embargo, en este caso, el diseño presenta la particularidad de no mantener en movimiento las sales que contienen el material fisible, al ir estas alojadas en tubos de aluminio insertados en una matriz de grafito, que cumple la función de moderador. Consecuentemente, es el refrigerante (también compuesto por sales de distinta composición) el que atraviesa el núcleo del reactor, extrayendo de este modo el calor proveniente de las reacciones de fisión dadas en la primera sal. Esta característica se puede observar en la Figura 7.

Una particularidad de este reactor es que se trata de un reactor “pool-type”, como el primer analizado, el NUWARD. Esto implica, que la vasija del reactor se encuentra sumergida en una piscina, lo cual permite que el calor generado en la desintegración sea evacuado de forma pasiva por convección natural, añadiendo así una característica muy importante de seguridad que lo convierte en un reactor walk-away safe y por lo tanto, transcendental en el caso de su uso en el ámbito marítimo.

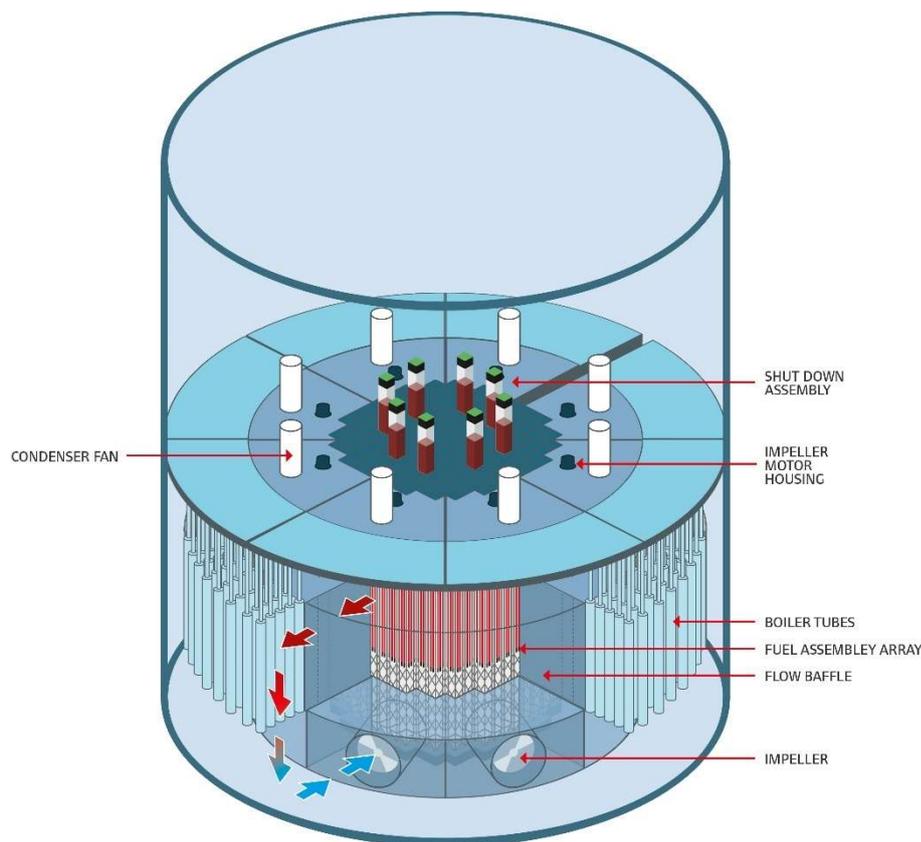


Figura 7 Esquema 3D del reactor SSR-U de Moltex Energy [Ref. <https://www.daretothink.org/europe-moltex-stable-salt-reactor/>]

Otro punto positivo de las características del SSR-U es la presión a la que opera. Y es que uno de los grandes problemas y fuente de problemas que enfrentan los reactores de tecnología PWR es precisamente su característica más notable, es decir la alta presión a la que operan. Estos reactores funcionan a altas presiones con el objetivo de mantener el agua de refrigeración en estado líquido y de esta manera que el proceso de extracción calorífica pueda realizarse de forma óptima sin peligro de que se produzca un aumento peligroso en la temperatura del combustible nuclear. En cambio, este nuevo reactor opera a unas presiones muy cercanas a la atmosférica, lo cual reduce en gran medida las situaciones de peligro que se pueden dar en él [41].

Por otro lado, el SSR-U y más concretamente Moltex, mira hacia el futuro, apostando por un mix energético que incluya las energías renovables con la energía nuclear. Mientras que las renovables presentan la característica, y por otro lado, inconveniente que supone la variabilidad y dependencia de las condiciones climáticas, y las nucleares se presentan como una fuente de generación fija, se presenta el reto de tratar de dejar de lado el gas en esos momentos en los que se produce un incremento de la demanda y por lo tanto es necesario generar electricidad de forma rápida. Al tratarse el gas de una forma de generación con

emisiones de gases de efecto invernadero, Moltex ha ideado un sistema, denominado GridReserve, que pretende servir de complemento a las renovables [42]. Este sistema se aprovecha de las altas temperaturas que consigue el reactor a la salida (de alrededor de 700 °C), para calentar sales que se mantienen reservadas. En el momento en el que existe un pico de demanda, este calor almacenado en las sales es transformado en energía eléctrica mediante la generación de vapor que impulse una turbina eléctrica, prescindiendo de esta manera de una forma más acusada del gas dentro del mix eléctrico.

En el contexto de los barcos, este almacenamiento de energía se puede utilizar como batería para que en caso de transitorios, como puede ser la llegada y salida del barco del puerto, se puedan realizar las maniobras pertinentes con el reactor en un estado de parada caliente aumentando la seguridad del sistema, así como garantizando un uso eficiente de la energía.

Una de las características más positivas con las que cuentan los reactores de sales fundidas son las propias características de inherente seguridad de las que les provee el uso de la propia sal. Esto se debe a que este tipo de reactores, son capaces de controlarse frente a un aumento inusual de la temperatura. Cuando esta aumenta, lo que le ocurre a la sal es que disminuye su densidad. Al disminuir su densidad, los núcleos fisibles de ^{235}U repartidos por la sal se separan los unos de los otros, lo que provoca una reducción de la potencia del reactor al reducir las posibilidades de impacto con un núcleo, así como la dispersión de estos con la consecuente dispersión del calor generado por fisión. Esto, finalmente, lleva a una reducción de la temperatura del reactor hasta una nueva situación de equilibrio.

Con todo ello, el reactor SSR-U cuenta con unas características muy interesantes para su aplicación en la industria marítima, aunque es necesario destacar que la tecnología en la cual está basado es la que cuenta con un estado de desarrollo más temprano, lo cual hace prever que su despliegue a escala global aún tardará en materializarse.

8. Comparativa de tecnologías según escala temporal

A continuación, se va a realizar un análisis en base al informe desarrollado por el Gen IV International Forum, que integran numerosos países a lo largo del planeta [37] sobre el estado de desarrollo de las diferentes tecnologías, y se comparará con los estados que presentan los diseños concretos anteriormente detallados según sus desarrolladores.

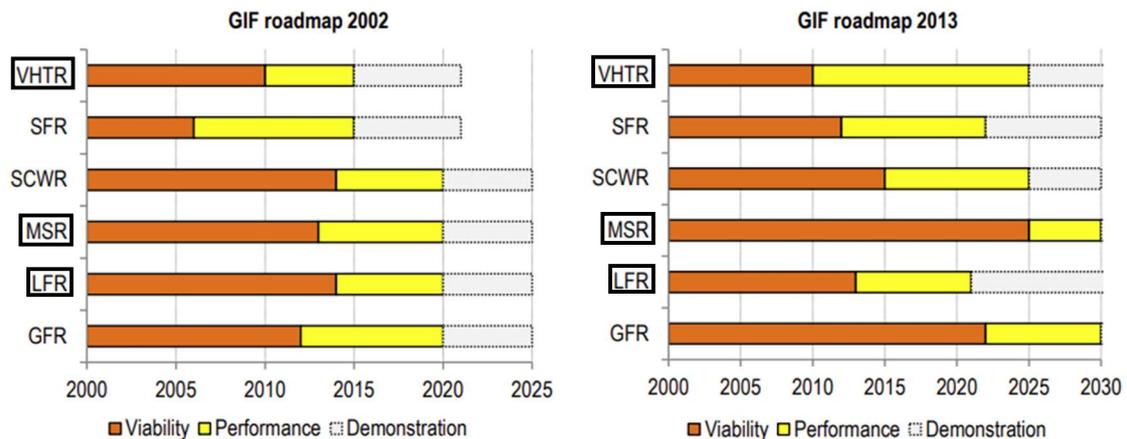


Figura 8 Comparativa de los "roadmap" realizados por el panel en los años 2002 y 2013 [Ref. [37]]

Según las tecnologías que se han estudiado con anterioridad para los diferentes diseños de reactores nucleares, se ha de observar en este caso en la Figura 1Figura 8, la evolución para las categorías VHTR (Very High Temperature Reactor, como el MMR), MSR (Molten Salt Reactor, como el SSR-U) y LFR (Lead Fast-Cooled Reactor, como el SEALER-55), marcadas todas ellas con recuadros negros.

Comenzando en primer lugar por los reactores de alta temperatura refrigerados por gas, se puede observar que actualmente según el estudio de 2013 se deberían de encontrar en el estadio de rendimiento y funcionamiento. Un dato positivo a destacar es que la fecha de conclusión del estudio de viabilidad de este tipo de reactores se ha mantenido invariable en la década entre los dos estudios, lo cual nos indica que en ese aspecto no ha habido ningún retraso. Sin embargo, la demostración de esta tecnología sí que ha visto su fecha de comienzo en la demostración postergada en una década hasta el cercano año 2025. En el caso del Micro Modular Reactor seleccionado, su estado actual es de Licencia para preparación del lugar en el que se ubicará el reactor (el primero de ellos será en Chalk River, Ontario, Canada). Además, en este mismo año 2023, también se espera que comiencen las obras de preparación del lugar y construcción del reactor que se espera que comience a estar en operación en el año 2025,

todo ello basado en el la línea temporal estipulada por la compañía Ultra Safe Nuclear en su documento técnico [43]. Es por ello, que se puede observar que lo estipulado en foro internacional coincide, en ausencia de retrasos con lo vaticinado para este diseño por su compañía desarrolladora.

Pasando ahora a los reactores de sales fundidas, se observa que son de todas las tecnologías aquella que presenta un mayor retraso en cuanto a su desarrollo según el informe del año 2013, siendo imposible vislumbrar cual será la fecha en la que sea plausible una demostración de su funcionamiento y eficiencia. Para el caso del SSR-U desarrollado por Moltex Energy, la compañía mantiene el estado de desarrollo de su reactor sin actualizar desde hace mucho tiempo, y la última de las actualizaciones dice que “el caso de seguridad preliminar está en preparación para iniciar la concesión de licencias en 2017” [44]. Esto va en consonancia con lo predicho por el panel de expertos del foro, ya que no se prevé un inicio de la construcción a corto plazo.

Finalmente, la tecnología que falta por comparar es la de los reactores rápidos refrigerados por plomo. Según el foro, las previsiones tanto de estudio de viabilidad como de rendimiento y funcionamiento se mantienen prácticamente invariables en el transcurso de la década entre los dos informes. Esto nos sugiere que el desarrollo de la tecnología sigue correctamente el camino estipulado con escasos retrasos. Además, su demostración había sido prevista para el año 2020, por lo que ya deberíamos de contar con ciertos ejemplos. Es el caso por ejemplo de los reactores rusos refrigerados por una aleación eutéctica de plomo-bismuto, BM-40A y OK-550 [45] encargados de propulsar a los submarinos de la clase Alfa. Estos reactores cuentan con una potencia de 155 MWt. Esto demuestra que sí que es posible implantar este tipo de reactores en una embarcación marítima, empero es destacable que al tratarse de un submarino militar, cuenta con unas particularidades que difícilmente son extrapolables a embarcaciones de uso civil.

Además de estos reactores, también en Rusia se está llevando a cabo la construcción de otro reactor refrigerado por plomo, pero que en este caso se ubicará en tierra. Se trata del BREST-OD-300, desarrollado por la empresa NIKIET [46] y construido por la empresa estatal Rosatom [47]. Se trata de un reactor experimental con una potencia de 700 MWt que pretende utilizarse como prototipo para el futuro de reactores que en el futuro se planea que tengan un ciclo de combustible cerrado [46], disminuyendo de este modo drásticamente los desechos generados.

Para el caso del reactor preseleccionado, el SEALER-55 sueco, actualmente se encuentra en fase de estudio de viabilidad para la construcción y operación del reactor nuclear en Studsvik, una región al sudeste del país [48]. Este retraso con respecto a otros reactores de la misma tecnología, como los que hemos visto, se puede justificar debido a que se trata de una empresa de reciente creación. Concretamente, LeadCold fue fundada en 2013 [49], por lo que no han pasado más que 10 años desde su formación. Sin embargo, la empresa tiene como objetivo tener el reactor operativo para el año 2030, lo cual es un tiempo de diseño y construcción bastante ajustado y correcto.

En conclusión, se puede observar que salvo ciertas excepciones, los diseños de los reactores se mantienen en consonancia con las predicciones realizadas por el panel de expertos en el Foro Internacional de la Generación IV, lo cual ofrece información de gran valor para tener una estimación de cuando sería factible esperar una posible implementación de un reactor de cada tecnología en el ámbito marítimo civil.

9. Modelos en MCNP de los reactores nucleares

En este apartado, se presentarán los modelos medianamente simplificados que se han desarrollado en el código de transporte de radiación MCNP (Monte Carlo N-Particle), con el objetivo de cuantificar el flujo y la dosis a la que estaría sometido un individuo en el exterior de cada uno de los reactores nucleares y de esta forma poder posteriormente valorar y cuantificar el diseño del blindaje necesario para una operación del reactor segura y sin perjuicios para la salud de la tripulación.

9.1. MMR (*Ultra Safe Nuclear Corporation*)

Para el caso del Micro Modular Reactor estadounidense, se han modelizado tanto la vasija del reactor, como el intercambiador de calor que va conectado a este y que es imprescindible para el correcto funcionamiento de la planta. En este caso, se han realizado dos aproximaciones diferentes, la primera de ellas de forma muy simplificada (visible en la Figura 9) y la segunda ya con un mayor grado de detalle (presente en la Figura 10).

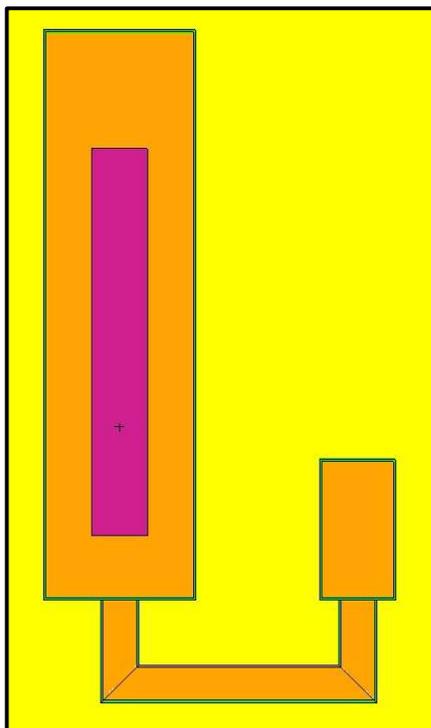


Figura 9 Primera aproximación al modelo del MMR en MCNP [Ref. Elaboración propia]

En la primera aproximación, se supone un núcleo homogéneo compuesto de óxido de uranio, con las dimensiones estimadas por la información extraída de los documentos oficiales

[43]. Además, se han simulado el conducto, y el intercambiador de calor por el que circula el helio tras pasar y calentarse en el núcleo del reactor.

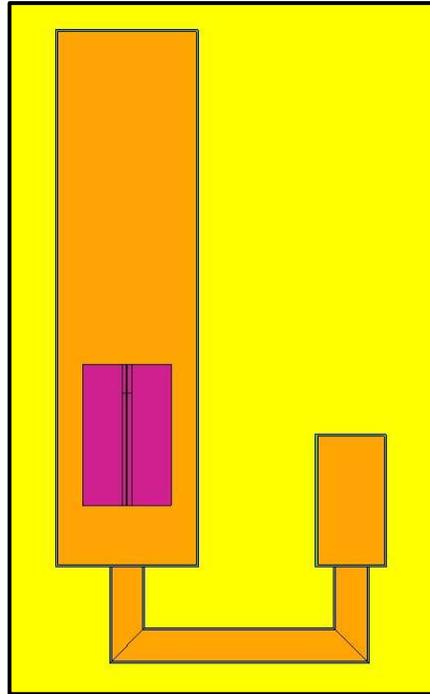


Figura 10 Segunda y última aproximación al modelo del MMR en MCNP [Ref. Elaboración propia]

Para el diseño final, se ha modelizado con alto grado de detalle el núcleo del reactor, consistente en cilindros de grafito llenos de partículas TRISO que encapsulan el combustible nuclear, que a su vez son colocados en montones y que a su vez son ubicados dentro de un bloque mayor de grafito, finalmente conformando así el núcleo del MMR.

A continuación, se detallan tanto los cilindros con las partículas TRISO, como el diseño final del bloque del núcleo del reactor. Para los cilindros, se han supuesto 289 esferas TRISO por cada nivel del cilindro y un total de 27 niveles. Esto, da un total de 7803 esferas TRISO por cada cilindro recubierto de grafito. Es necesario destacar, que los cálculos se han realizado considerando un promedio de esferas por cilindro, ya que al contrario a como se ha realizado en la simulación, en la realidad, las bolas se ubican de forma aleatoria a lo largo y ancho del cilindro, lo que hace que el número de bolas en cada uno de ellos no tenga necesariamente que ser el mismo.

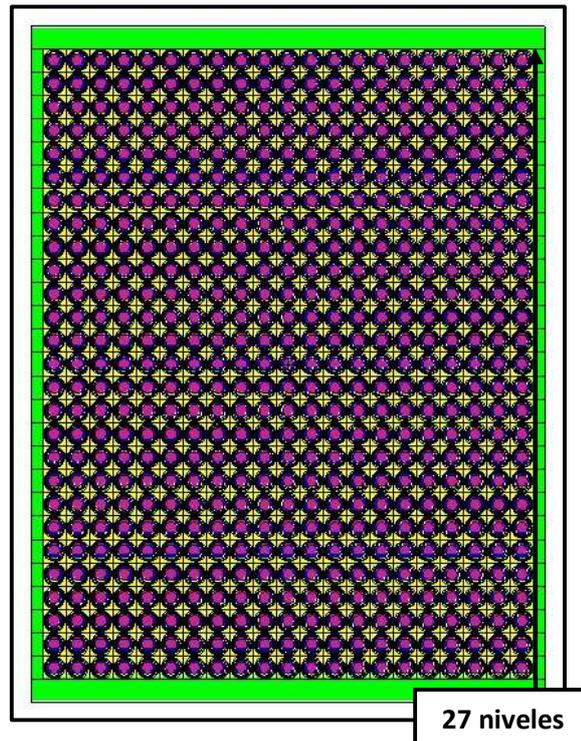


Figura 11 Modelo de cilindro encapsulando las esferas TRISO (vista XZ) [Ref. Elaboración propia]

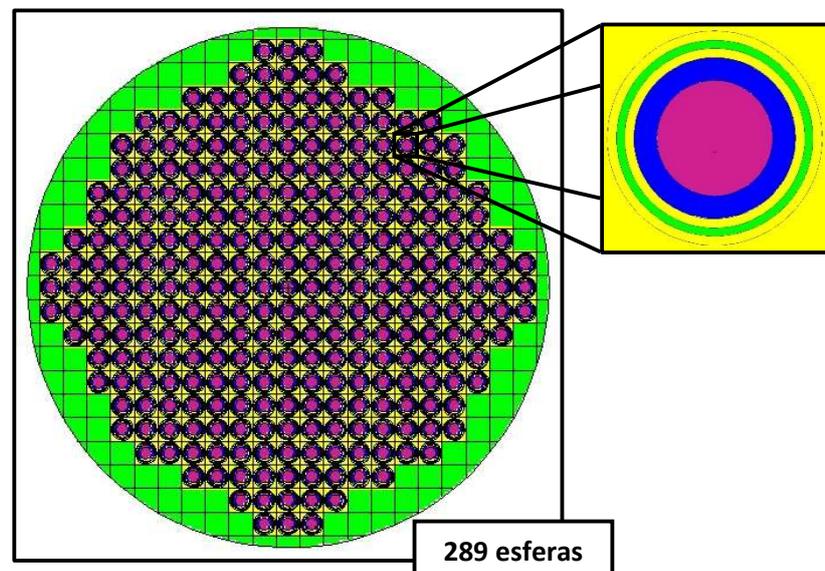


Figura 12 Modelo de cilindro encapsulando las esferas TRISO (vista XY) y detalle de las esferas [Ref. Elaboración propia]

Estos cilindros, como ya se ha mencionado, se colocan en grupos que después son insertados en los bloques de grafito. Concretamente, se colocan 966 cilindros por bloque, distribuidos uniformemente en 21 niveles de 46 cilindros cada uno

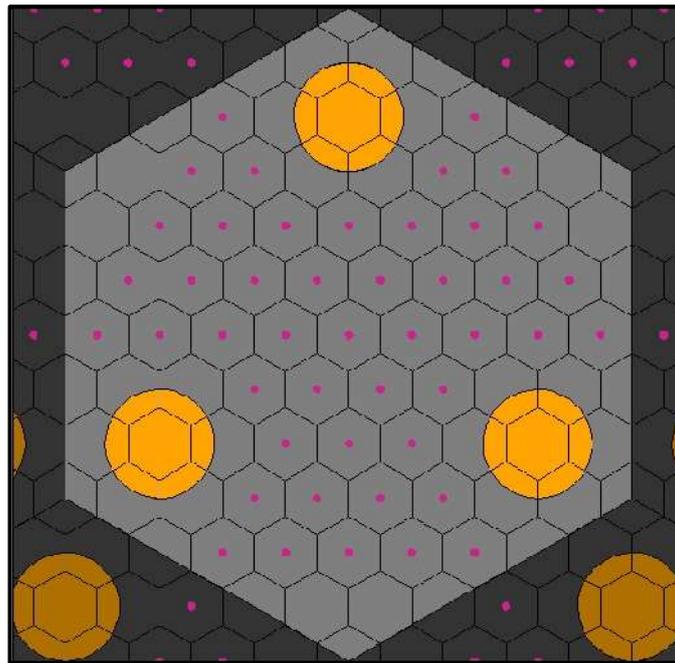


Figura 13 Modelo de bloque de carbono con los conductos para el helio (naranja) y los cilindro con las esferas TRISO (rosa) [Ref. Elaboración propia]

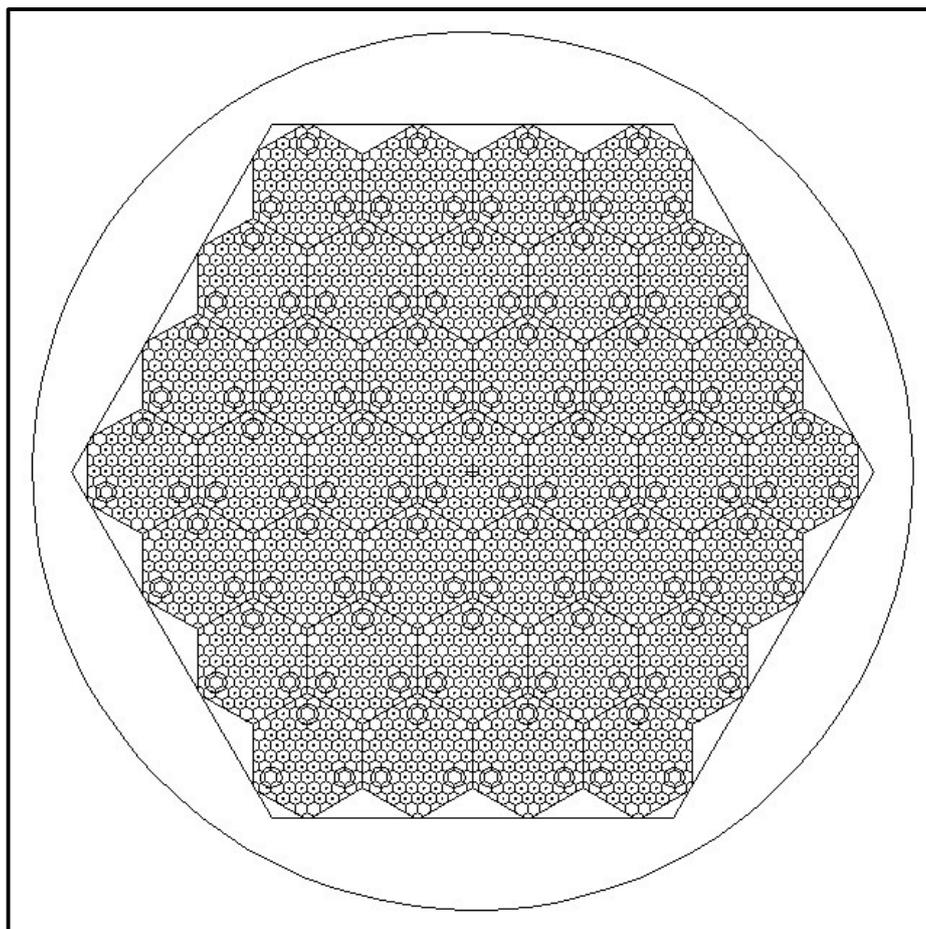


Figura 14 Modelo de núcleo de MMR en MCNP [Ref. Elaboración propia]

Sin embargo, debido al alto grado de detalle que se ha querido alcanzar en la definición para de esta manera los resultados más próximos a la realidad posibles, se ha decidido finalmente diseñar tan solo el núcleo del propio reactor como se observará más adelante en la sección “Cálculo con MCNP de la dosis”.

9.2. SEALER-55 (*LeadCold*)

En el caso del reactor sueco SEALER-55, se realizó un diseño simplificado del mismo como puede verse en la Figura 15. Sin embargo, los resultados obtenidos no eran los esperados y se desechó el diseño a pesar de que se había definido también de forma más exacta la forma hexagonal del reactor, visible en la Figura 16.

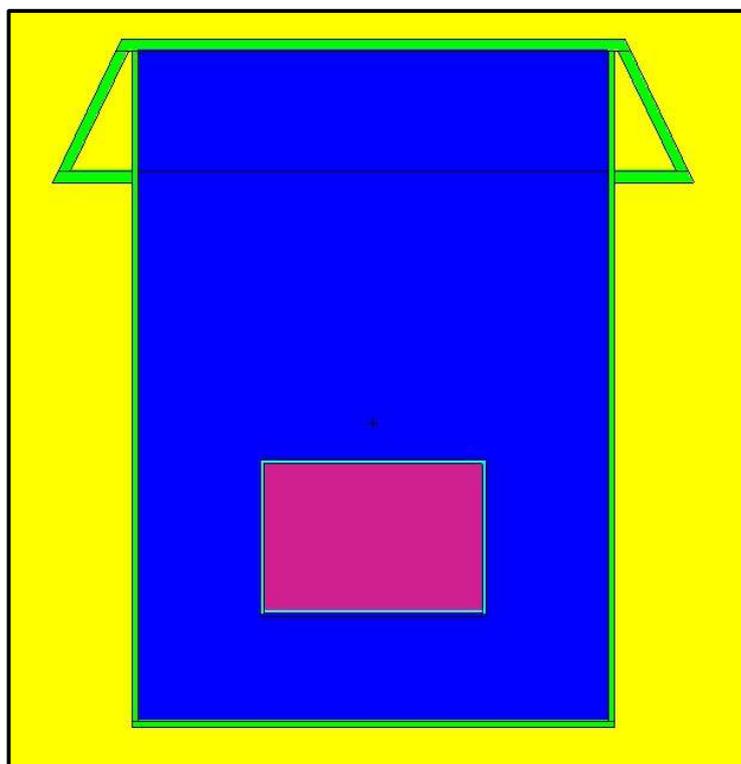


Figura 15 Modelo del reactor SEALER-55 en MCNP [Ref. Elaboración propia]

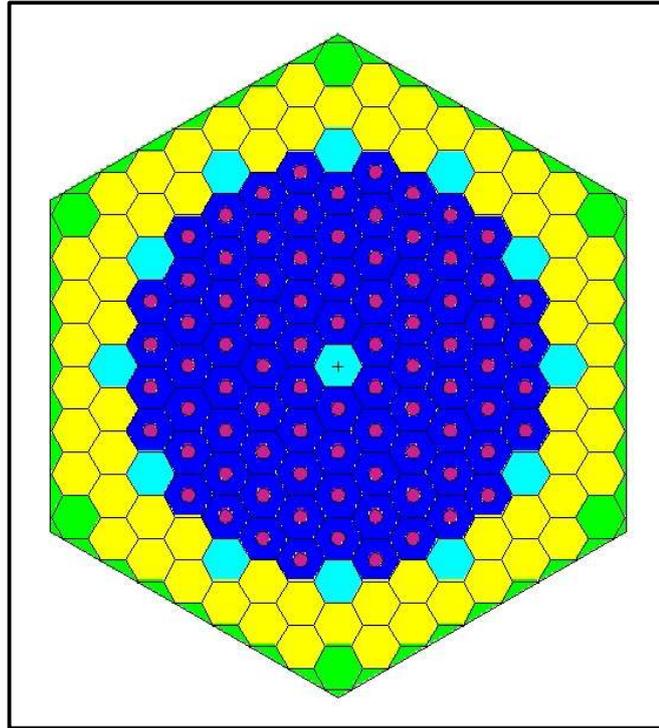


Figura 16 Núcleo del reactor nuclear SEALER-55 [Ref. Elaboración propia].

10. Método AHP para la selección de los candidatos para su implementación en el gasero Cádiz Knutsen

La selección de la opción más óptima de reactor con el objetivo de que propulse un barco civil implica la compleja tarea de manejar y comparar multitud de variables y criterios que hacen el proceso prácticamente imposible. Y es que la mente de los seres humanos no está especialmente diseñada y por lo tanto, no funciona bien al realizar comparaciones multifactoriales, empero sí da buenos resultados cuando se comparan criterios o factores por pares. Es por esto, que en la década de los años 70, el profesor Thomas L. Saaty desarrolló un método matemático para la toma de decisiones [50], conocido como Proceso Analítico Jerárquico (AHP, por sus siglas en inglés). El AHP se basa en el análisis de la jerarquía de los criterios y alternativas en un problema dado. En otras palabras, ayuda a las personas responsables de tomar las decisiones a descomponer un problema complejo en partes más pequeñas y manejables, de modo que puedan tomar decisiones informadas y bien fundamentadas [51].

A continuación, se describen de forma resumida las sucesivas fases que contiene el proceso, con el objetivo de poder comprenderlo mejor y seguir con mayor facilidad su uso en el caso particular de la selección de un reactor nuclear [52].

En primer lugar, es necesario determinar el problema que en este caso es la mencionada selección de un reactor nuclear para propulsión marina, y a continuación, se lleva a cabo el estudio de las diferentes opciones de reactor, teniendo en cuenta que estos deben de pertenecer a la categoría SMR (Small Modular Reactor). Para ello, se ha partido de la base de datos [31] y del trabajo previo realizado por una compañera [53]. Una vez que se tienen todos los candidatos, es necesario especificar las diferentes características de estos que influyen en multitud de variables. De esta forma, se establecen diferentes criterios compuestos por grupos de características, que a su vez abarcan subcriterios con diferentes opciones. Por ejemplo, se establece un criterio que alberga las características propias del núcleo del reactor. Dentro de este, tienen cabida diferentes variables como pueden ser el la resistencia del combustible a situaciones de accidente, la radiotoxicidad del combustible, la toxicidad del refrigerante o la previsibilidad del término fuente (de forma que se pueda intuir cuál será su comportamiento en situaciones de emergencia). Este proceso de análisis de variables requiere de experiencia y creatividad para valorar los numerosos aspectos que es necesario valorar al querer llevar a cabo una toma de decisión tan compleja. Para ello, se ha contado con un equipo

que incluye numerosos expertos en la materia de diferentes países, que han buscado unificar el criterio para cada una de las comparaciones. Es necesario además, estructurar todas estas variables según su grado de importancia o de más general a menos para que así al hacer la comparativa por pares, esta pueda darse entre entes de similar importancia. Una vez que se han ordenado los criterios y subcriterios, es necesario construir las matrices de comparación. Para este paso, se ha utilizado el programa SuperDecisions, software creado para facilitar la utilización del AHP. Estas matrices permiten comparar una a una, las variables que se han tenido en cuenta (por ejemplo, la importancia relativa entre la resistencia del combustible en caso de accidente y la radiotoxicidad de este) en el análisis previo. Esta importancia se mide dando un valor desde 1 para variables igualmente importantes hasta 9 para el caso en el que una variables sea absolutamente más importante que la otra.

Level of Importance	Definition	Interpretation
1	Equally preferred	Two activities contribute equally to the objective
3	Moderately	Experience and judgment slightly favour one activity over another
5	Strongly	Experience and judgment strongly or essentially favour one activity over another
7	Very strongly	An activity is strongly favoured over another and its dominance demonstrated in practice
9	Extremely	The evidence favouring one activity over another is of the highest degree possible for affirmation
2, 4, 6, 8, ...	Intermediate values	Used to represent a compromise between preferences listed above

Figura 17 Valores utilizados en el AHP [Ref. [54]]

Estas matrices además, deben cumplir con 3 características [53], las cuales son:

- **Reciprocidad:** en el método AHP, las matrices de comparación deben ser recíprocas, lo que significa que si un elemento A es comparado con un elemento B y se considera que A es dos veces más importante que B, entonces B debe ser considerado la mitad de importante que A. Este requisito de reciprocidad garantiza la coherencia lógica y matemática de las matrices de comparación.
- **Consistencia:** la consistencia es un requisito importante para las matrices de comparación en el método AHP. Una matriz de comparación es consistente si cumple con ciertas condiciones matemáticas que garantizan la coherencia lógica de las

preferencias expresadas en la matriz. La consistencia se puede medir mediante el índice de consistencia (CI) y el índice de consistencia aleatoria (CR).

- Homogeneidad: la homogeneidad se deriva en cierto modo de la reciprocidad, ya que si dos elementos A y B son juzgados con una importancia relativa de 1, la importancia de A con respecto a B y de B con respecto a A será de 1 y 1/1 que sigue siendo 1. Además, la diagonal principal de la matriz estará compuesta íntegramente de 1, ya que en esta se están dando valores de importancia de A con respecto a A, por lo que siempre va a ser 1.

Una vez que se han realizado las diferentes matrices y con las importancias relativas, se obtienen los pesos relativos de cada uno de los subcriterios y criterios. Esto indicará cuanta importancia se les ha dado a las diferentes variables, en base al ejercicio de investigación y conocimiento realizado por el grupo de investigadores. Es necesario decir que el método pretende formalizar la toma de decisiones, pero estas decisiones al depender de las propias personas contienen ciertos sesgos y preferencias que las hacen en parte subjetivas. El grado de subjetividad dependerá únicamente del individuo que toma la decisión. Sin embargo, al contar con un grupo con pensamientos e ideales diversos, se pretende reducir al máximo ese sesgo para poder contar con las decisiones más objetivas posibles.

Cabe destacar que debido a la alta cantidad de candidatos iniciales, se han formulado una serie de criterios de exclusión dirigidos a excluir aquellos diseños cuyas características no los hagan aptos para su implementación. Estos criterios de exclusión son los siguientes:

- Reactores pertenecientes a la Generación IV (alta resistencia a la proliferación).
- Potencia de salida de entre 15 y 300 MWt.
- No admitidos los reactores refrigerados por agua ligera (LWR).
- Reactores con un operación continua de 5 años o más.
- Reactores de tipo cama de bolas ("Pebble bed" en inglés) de tecnología HTGR.
- Enfoque de seguridad activo + pasivo.
- Refrigerante sin interacciones violentas con el agua (reactores HTGR refrigerados por sodio).

De toda la base de datos obtenida a partir de [32], se implementan los criterios de exclusión mencionados, de forma que se obtenga al final un filtrado con los reactores que cumplan con todos los criterios. Además, de esta forma se obtiene un número menor de estos,

siendo más manejable y viable, con el punto de mira puesto en la futura comunicación con los desarrolladores.

Una vez que se cuenta con los criterios de exclusión, así como los valores de importancia relativa entre los diferentes criterios y subcriterios, es necesario completar los “ratings” o calificaciones entre los propios subcriterios. Esto es, por ejemplo, nosotros podemos haber determinado cuan más importante es A con respecto a B pero, después habrá que determinar dentro del subcriterio A que opción es la que mejor puntuación y cuál la que peor.

Una vez establecidos estos “ratings”, se habrá de introducir los reactores que no han quedado excluidos ubicándolos en alguna de las calificaciones de dentro de los subcriterios según sus propias características.

Con el objetivo de clarificar todo el proceso que se ha ido describiendo en la presente sección, se presentará un ejemplo del propio proceso que se ha seguido para la elección de los mejores modelos de reactores pequeños y modulares para su implementación en el ámbito marítimo. Para una mayor concreción y simplicidad, se toma uno de los criterios generales que se consideran en el amplio análisis del proceso analítico jerárquico. En este caso, se valoran el criterio Reactor Core Characteristics o Características del Núcleo del Reactor en español. Este, a su vez cuenta con diferentes subcriterios con pesos que dependen a su vez del peso del criterio más general. Estos subcriterios valoran aspectos como la resistencia del combustible a situaciones de accidente (que a su vez es valorado mediante el combustible utilizado por el reactor), la radiotoxicidad del combustible (misma valoración que para el subcriterio anterior), la toxicidad del propio refrigerante (que como es obvio tienen en cuenta el refrigerante utilizado en el reactor) y la previsibilidad del término fuente (aspecto mucho más difícil de valorar, al no ser específico, y que por consiguiente se valora teniendo en cuenta si en la fase de desarrollo en la que se encuentra el diseño del reactor ha realizado algún estudio de cómo se comportaría el término fuente en una situación de accidente).

SMR for implementation in the maritime field			
1ReactorCoreCharacteristics			
11FuelAccidentResistance	12FuelRadiotoxicity	13CoolantToxicity	14SourceTermPredictability
Hi (TRISO)	Hi (Pellets)	Hi (Lead)	Known
Med (Molten Salt)	Med (Molten Salt)	Med (Molten Salt)	Unknown
Lo (Pellets)	Lo (TRISO)	Lo (Helium)	

Una vez definido este criterio, se pasa a comparar los propios subcriterios en comparaciones por pares como ya ha sido especificado anteriormente. El programa SuperDecisions simplifica esta tarea enormemente al permitir elegir los valores presentados en la Figura 17 para uno u otro de los subcriterios. Esto se observa en la captura extraída del programa a continuación.

Comparisons wrt "1ReactorCoreCharacteristics" node in "1ReactorCoreCharacteristics" cluster
 11FuelAccidentResistance is strongly more important than 12FuelRadiotoxicity

1. 11FuelAccide~	>=9.5	9	8	7	6	5	4	3	2	1	2	3	4	5	6	7	8	9	>=9.5	No co
2. 11FuelAccide~	>=9.5	9	8	7	6	5	4	3	2	1	2	3	4	5	6	7	8	9	>=9.5	No co
3. 11FuelAccide~	>=9.5	9	8	7	6	5	4	3	2	1	2	3	4	5	6	7	8	9	>=9.5	No co
4. 12FuelRadiot~	>=9.5	9	8	7	6	5	4	3	2	1	2	3	4	5	6	7	8	9	>=9.5	No co
5. 12FuelRadiot~	>=9.5	9	8	7	6	5	4	3	2	1	2	3	4	5	6	7	8	9	>=9.5	No co
6. 13CoolantTox~	>=9.5	9	8	7	6	5	4	3	2	1	2	3	4	5	6	7	8	9	>=9.5	No co

Figura 18 Coeficientes para las comparaciones de los subcriterios, extraído de SuperDecisions [Ref. Elaboración propia]

Esto, se debe posteriormente expresar en forma matricial, para de esta manera trabajar más fácilmente con los datos.

	11FuelAccidentResistance	12FuelRadiotoxicity	13CoolantToxicity	14SourceTermPredictability
11FuelAccidentResistance	1	5,00	2,00	3,00
12FuelRadiotoxicity	0,20	1	0,33	0,25
13CoolantToxicity	0,50	3,00	1	0,33
14SourceTermPredictability	0,33	4,00	3,00	1

Figura 19 Matriz Reactor Core Characteristics [Ref. Elaboración propia]

De esta matriz es necesario extraer el vector propio que en este caso es el siguiente:

0,4761

0,0688

0,1668 · Este vector a su vez indica el peso relativo de cada uno de los subcriterios dentro del

0,2883

criterio general. Suponiendo que el valor del criterio fuese 0,17, el cálculo del valor del criterio

1ReactorCoreCharacteristics para un reactor es el siguiente:

$$0,17 * (0,4761 * \textit{Puntuación Reactor A en 11FuelAccidentResistance} + 0,0688$$

$$* \textit{Puntuación Reactor A en 12FuelRadiotoxicity} + 0,1668$$

$$* \textit{Puntuación Reactor A en 13CoolantToxicity} + 0,2883$$

$$* \textit{Puntuación Reactor A en 14SourceTermPredictability})$$

Esto mismo debería de hacerse para todos los criterios generales y a su vez para todos los reactores que se estudian. Una vez que se tienen estos resultados, se suman los valores de todos los criterios para cada reactor obteniendo así un valor que es la puntuación general. Si se ordenan los reactores según este valor se obtiene el ranking final donde aquellos reactores más óptimos y mejores características obtienen un valor más alto y por lo tanto copan las primeras posiciones del ranking.

Este ejemplo sencillo sirve para comprender el largo proceso iterativo que se ha llevado a cabo para poder elegir al candidato óptimo para su implementación en un barco mercante, y es que para ello se han debido tener en cuenta un gran número de criterios y subcriterios. Tras aplicar los criterios de exclusión mencionados con anterioridad, se ha obtenido la siguiente tabla con los reactores nucleares que cumplen con las especificaciones necesarias para su efectividad en el ámbito marítimo.

Reactor nuclear
MMR
IMSR-400
KP-FHR
LFR-TL-X
microURANUS
SEALER-55
SSR-U
StarCore
SUPERSTAR

Finalmente, se realizó la asignación de los puntajes para criterios, subcriterios y alternativas, que se tradujo en un ranking final de reactores que dio como vencedor al reactor de tecnología HTGR, Micro Modular Reactor, propiedad de la compañía norte americana Ultra Safe Nuclear Corporation.

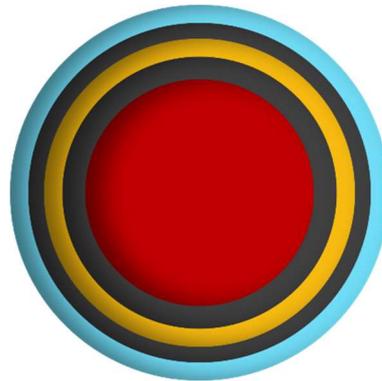
Debido a la presencia además de otros reactores de igual tecnología y similar diseño en las posiciones más altas del ranking, se ha decidido diseñar este reactor en MCNP de forma que sea posible evaluar tanto la dosis que se puede observar en operación, como una estimación del blindaje que sería necesario añadir para reducir la dosis a valores aceptables, en concordancia con la legislación.

11. Cálculo con MCNP de la dosis

El proceso llevado a cabo para el cálculo de la dosis ha sido un proceso largo, que ha necesitado de numerosas iteraciones para poder realizarse de la forma más rápida y eficiente debido al alto número de fuentes que se han de disponer.

En primer lugar, se expondrá el proceso que se ha llevado a cabo para la obtención del modelo correspondiente al reactor de tecnología HTGR, MMR expuesto con anterioridad. Dado que este reactor consta de cilindros o “pellets” en cuyo interior se alojan las bolas TRISO con el combustible nuclear, se calculará el número de estos que es necesario ubicar dentro del núcleo del reactor para que se asemeje a las cifras ofrecidas por la propia empresa Ultra Nuclear Safe en [43].

En cuanto a las bolas TRISO, se mantienen los valores de espesor de las diferentes capas que las conforman, tal y como vienen en el documento previamente citado. Estas se recogen en la siguiente tabla:



Color	Material	Espesor [μm]
Rojo	HALEU	250
Gris Oscuro	Buffer	100
Amarillo	Internal Pyrolytic Carbon	40
Gris Oscuro	Silicium Carbide	35
Azul	External Pyrolytic Carbon	40

Estas bolas, se reparten de forma aleatoria dentro de los “pellets”, sin embargo debido a la complejidad de esta configuración, se ha decidido calcular una distribución uniforme de estas de acuerdo con el número de TRISO por cada pellet. Según USNC, este número se ubica en el entorno de las 7644 TRISO. Para poder hacer la simulación, se ha partido de una matriz de 11x11 con 289 posiciones ocupadas por una TRISO. Esta matriz a su vez se extiende en 27 niveles a lo largo del eje Z, lo que da un total de 7803 TRISO por “pellet”. Como se puede observar, la diferencia entre lo calculado por USNC (recordemos que el valor dado variará al tratarse de una configuración aleatoria) y lo supuesto para la configuración uniforme es mínima. Además, debido a que el objetivo final es realizar un cálculo de la dosis en el exterior del reactor, una mayor cantidad de material fisible implicará una mayor dosis, por lo que las medidas de blindaje serán mayores, y por consiguiente, los resultados y las conclusiones que se extraerán del análisis serán más conservadoras.

Una vez formalizada la disposición y forma de los cilindros que contienen las TRISO, se colocarán dentro de los bloques que conforman el núcleo del reactor. Estos bloques, contienen unos conductos que permiten la refrigeración del núcleo mediante helio. La configuración de estos es de panal de abeja con celdas compuestas por cilindro y carburo de silicio, celdas con únicamente carburo de silicio, y los mencionados conductos. Por cada nivel de bloque, se pueden encontrar 46 cilindros con bolas TRISO. Debido a que cada bloque cuenta con 21 niveles, esto da un total de 966 cilindros por bloque, aproximándose a los 960 cilindros por bloque calculados por USNC. Por último, la unión de estos bloques conforma lo que finalmente será el núcleo. Por nivel, el núcleo contiene 37 de estos bloques que se repiten a lo largo de 5 niveles en el eje Z. Esto se traduce en una cifra total de 185 bloques en el núcleo de un Micro Modular Reactor. En cambio, USNC estima un número de 180 bloques completando el núcleo.

En conclusión, la configuración creada por el modelo supone un ligero aumento en la cantidad de material fisible y es por esto que este aspecto se habrá de tener en cuenta a la hora de valorar los resultados finales.

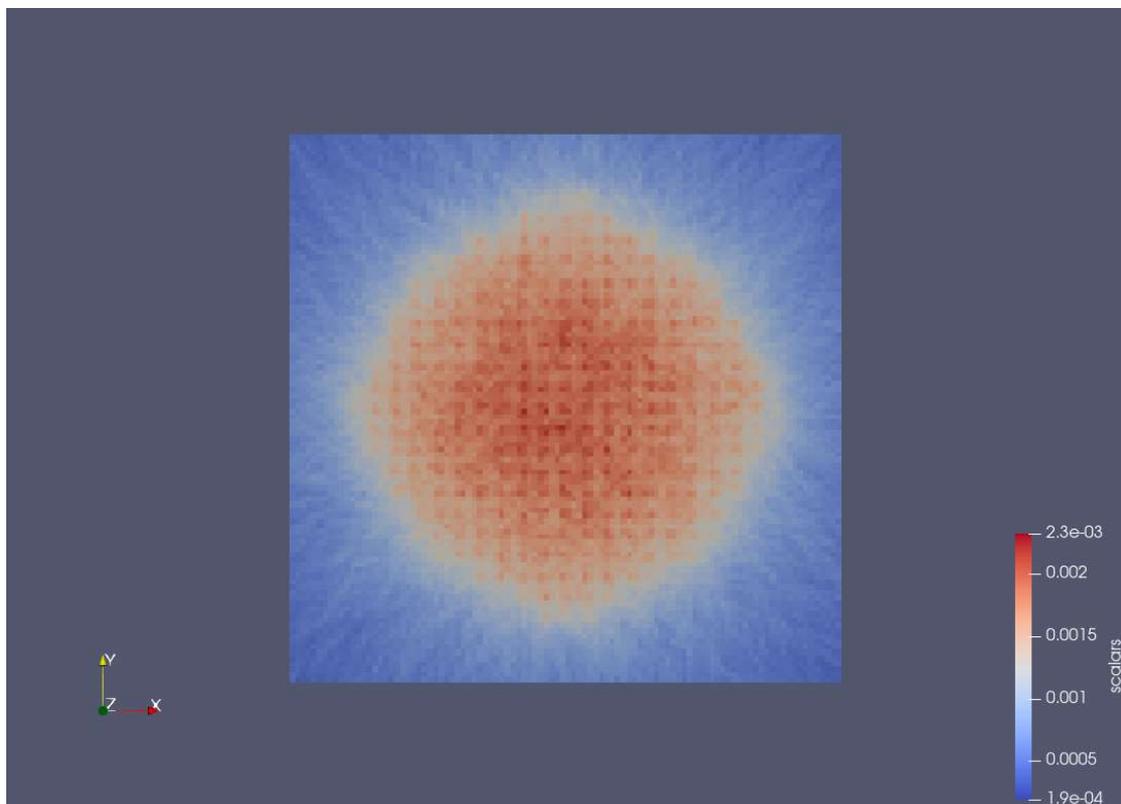
Debido a los numerosos inconvenientes surgidos a la hora de realizar el modelo y ubicar las fuentes en los “Kernel” de los TRISO (se ha de entender que debido al funcionamiento propio del programa y a los altos números en los que se mueve la simulación, la programación del caso suponía millones de líneas de código y una necesidad de memoria en el propio ordenador inabarcable), se ha decidido realizar una variación en la forma en la que se configuraba el núcleo. En un inicio, se optó por replicar un pellet con sus bolas TRISO como el de la Figura 11 e introducirlo en lo que sería un nivel de un bloque. A partir de aquí, este

nivel se replicaría en el eje Z con el objetivo de cumplir con el número de niveles especificados con anterioridad. Esto permitiría crear la totalidad de un bloque, para posteriormente ubicar este en las diferentes posiciones correspondientes con el objetivo de generar el núcleo final. Para este cometido, se utilizaron las funciones de MCNP lattice, universe y fill, que permiten crear arrays, y que a su vez permiten crear diferentes “universos” ocupados por celdas que se repiten a lo largo de una matriz, creando de esta manera estructuras repetitivas (estas funcionalidades son las que permitieron introducir las TRISO dentro de los cilindros). Sin embargo, debido a las matrices anidadas que se generaban, el código se hacía imposible de leer para la memoria existente del ordenador, por lo que tras muchas pruebas se desechó la idea para comenzar a recorrer un camino diferente.

En este caso, y debido a los problemas generados al querer completar los bloques y el núcleo en el eje Z, se decide eliminar este obstáculo creando cilindros TRISO de la longitud total del núcleo. De esta forma, se evita tener que trabajar en ese eje y solo es necesario trasladar estos cilindros en el plano XY. Además, esto se hace en previsión de que si cada cilindro se convierte en una fuente de neutrones y al estar ubicados uno encima de otro, las tapas puedan dar algún tipo de problema a la hora de establecer las fuentes. Por otro lado, los problemas surgidos a raíz del uso de las funciones lattice, universe y fill, es decir, las inmensas matrices anidadas, son solucionados mediante el uso de otra función de MCNP. Esta función es TRCL, la cual permite replicar una celda en una ubicación diferente del espacio, lo que a su vez implica un uso similar a las mencionadas funciones, ya que con esta se pueden confeccionar estructuras repetitivas. Sin embargo, es necesario subrayar que al tener que especificar las coordenadas a las que se desea trasladar cada uno de los cilindros en este caso, el proceso se puede llegar a hacer bastante tedioso. Empero en este caso, los números no son tan altos por lo que es asumible y se traduce en una mayor facilidad para posteriormente establecer las fuentes.

Referente al proceso de generar las fuentes, ya ha sido mencionada la problemática de las fuentes anidadas debida a la forma de trabajar de la versión 5 de MCNP, lo que imposibilita su ejecución en el ordenador. Es por ello, que se han utilizado el par de funciones SSW y SSR. Estas funciones permiten generar a partir de una estructura de celdas determinada con una fuente o diversas fuentes en su interior, una fuente equivalente que se ubica en alguna de las superficies de la estructura de celdas. De este modo, esta nueva fuente superficial tiene el mismo comportamiento que la fuente anterior ubicada en el interior de las celdas. Concretamente SSW (Surface Source Write, en sus siglas en inglés) permite ubicar las fuentes

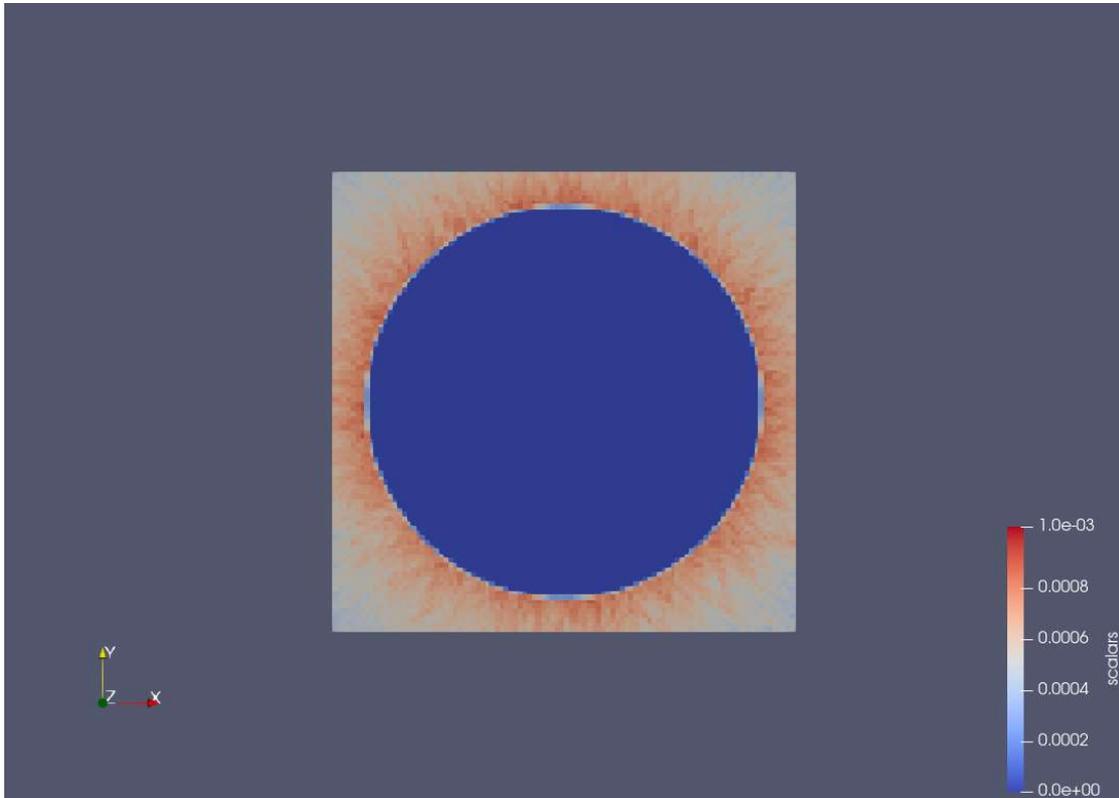
internas en las superficies externas especificadas generando un archivo denominado “wssa”, mientras que SSR (Surface Source Read, en sus siglas en inglés) lee el archivo “wssa” que ha de ser renombrado como “rssa” para la generación de la fuente superficial. Para observar mejor el funcionamiento de estas funciones se mostrarán dos ejemplos simples visualizados mediante PARAVIEW. Para ello, será necesario implementar un “tally”, concretamente un tally de red que nos indicará el flujo de neutrones (partículas/cm²) que atraviesa cada una de las pequeñas celdas en las que se subdivide la red. Posteriormente en el PARAVIEW y mediante una escala cromática, se podrán diferenciar aquellas zonas con mayor y menor flujo de neutrones, lo que a su vez debería corresponderse con la disposición de las fuentes: dentro de las esferas TRISO o en la superficie del cilindro.



*Figura 20 Cilindro con esferas TRISO visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm²) [Ref. Elaboración propia]*

En la Figura 20, se puede observar que las partículas se generan en el interior del cilindro, correspondiente a una generación en el interior de los encapsulamientos TRISO. Se aprecia de esta forma una distribución más o menos homogénea, con valores más altos de flujo para aquellos puntos situados en el interior del cilindro (lógico debido a la mayor presencia en todas direcciones de fuentes neutrónicas), mientras que estos valores se reducen y adquieren tonalidades azuladas en el radio más externo y en las tapas. Si se compara con la figura mostrada con anterioridad (Figura 11) en la que se presentaba la disposición de las

esferas TRISO dentro de los cilindros, se puede observar que existe una clara similitud, al darse ligeros máximos (zonas naranjas oscuras o rojizas) en aquellos puntos en los que se ubican los núcleos de uranio de las esferas.



*Figura 21 Cilindro TRISO con la fuente ubicada en la superficie, visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm²) [Ref. Elaboración propia]*

En la Figura 21, por el contrario, se aprecia una concentración de flujo justo en la superficie externa del cilindro. Este hecho corresponde a la lectura de la fuente ubicada en la superficie. De esta forma, obtenemos una situación “negativa” a la anterior, con un interior prácticamente carente de flujo neutrónico y una zona externa alcanzando los valores más altos. Es necesario recalcar que el flujo en el interior del cilindro es prácticamente nulo debido a la inexistencia de fuentes circundantes que puedan generar un flujo hacia el interior del cilindro, debido a que la fuente superficial está específicamente determinada para que los neutrones sean transportados hacia el exterior de la superficies. Recordemos que sin embargo, ambas situaciones son equivalentes, ya que plantean el mismo flujo a través de las superficies, solo que en la primera este flujo se produce a través de una fuente interna, y en la segunda este mismo flujo es trasladado a la superficie para que directamente surja de esta.

En las siguientes figuras (Figura 22 y Figura 23), se puede observar ya lo que sería el bloque completo. De esta forma se aprecia la forma en la que se encuentran distribuidos los

“pellets” con el combustible TRISO en la matriz hexagonal. Las zonas superior central e inferior izquierda y derecha se muestran oscuras ya que el flujo en esas zonas es muy bajo, ubicándose en estas posiciones los conductos para refrigeración por helio previamente comentados. También es posible apreciar en la Figura 22 como los flujos máximos se sitúan perfectamente en los hexágonos que rodean a los cilindros contenedores de las esferas TRISO, lo cual va en consonancia con el uso ya mencionado de los comando SSW y SSR que facilita la definición de la fuente. Esto se observa más claramente al observar la distribución diseñada en la Figura 13. Sin embargo, en este caso y contrariamente a lo observado en la Figura 21 el interior de los hexágonos no muestra valores bajos de flujo (tonalidades azuladas), si no que muestra flujos altos (tonalidades rojizas) aunque inferiores a los de las superficies externas. Esto se debe a que en este caso no existe una sola fuente, si no que existen aledañas que generan estos flujos. La Figura 23 muestra un seccionado del bloque que permite además observar como el flujo es menor según se aproxima a las tapas por la menor concentración de material fisible y por ende reacciones de fisión.

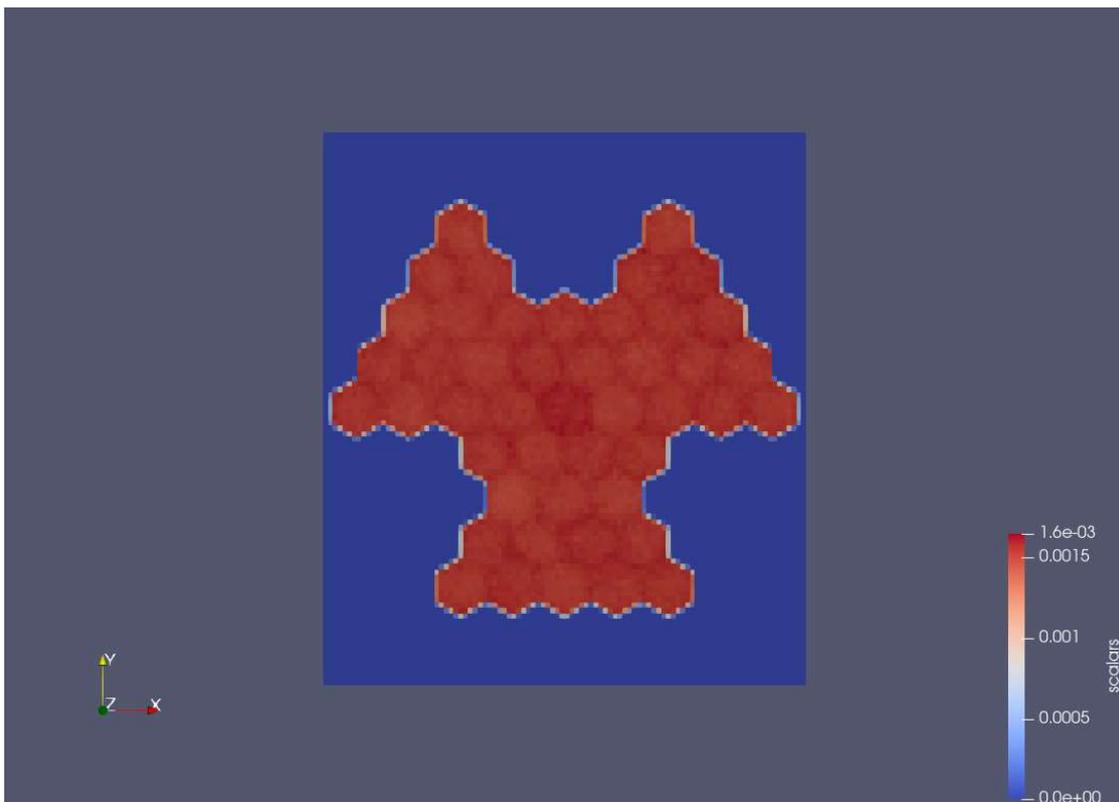


Figura 22 Bloque del USNC visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm²) [Ref. Elaboración propia]

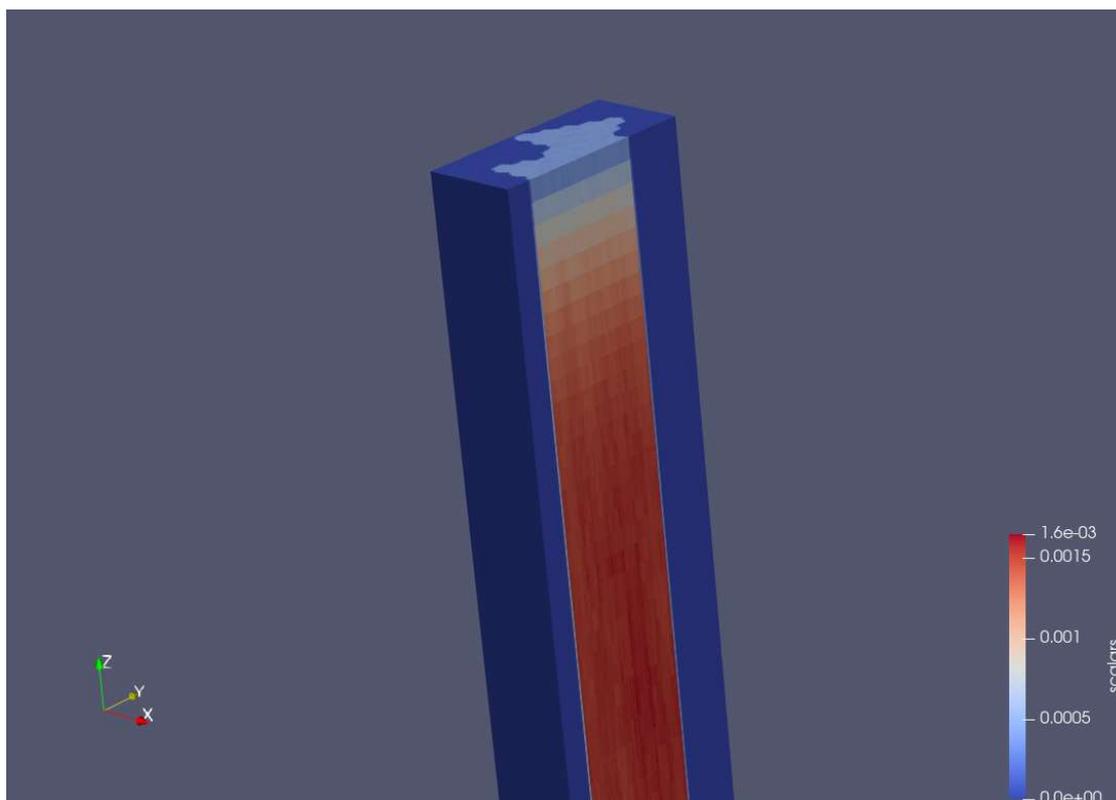


Figura 23 Detalle de las tapas del bloque de UNSC, visualizado en PARAVIEW (partículas/s*neutrón*cm²) [Ref. Elaboración propia]

Finalmente, tras la ubicación de los 37 súper bloques (bloques que abarcan la totalidad de la dimensión del eje Z), se completa la definición del núcleo. A estos súper bloques por supuesto se les deben de aplicar las funciones SSW y SSR para, como ya se ha mencionado con anterioridad facilitar el procesado de la inmensa cantidad de datos por el ordenador. Esto se puede apreciar perfectamente en las siguientes dos figuras (Figura 24 y Figura 25). Claramente como en los casos anteriores, los valores máximos de flujo se dan en la superficies externas de los bloques y un flujo más reducido proveniente del resto de bloques contiguos se ubica en el interior de los bloques hexagonales. Como es normal también, se da un mayor flujo al exterior en las tapas superior e inferior (Figura 25) al haber en estos lugares una mayor concentración de material fisible proveniente de todos los bloques, que en los laterales (Figura 24) que solo se sitúan laterales de bloques.

Cabe destacar que al contrario de en las imágenes anteriores, a partir de ahora los valores que se observan en la propia escala son $pSv/s * neutrón$. Se ha utilizado para ello las funciones DE y DF con los factores de paso a dosis de la ICRU.

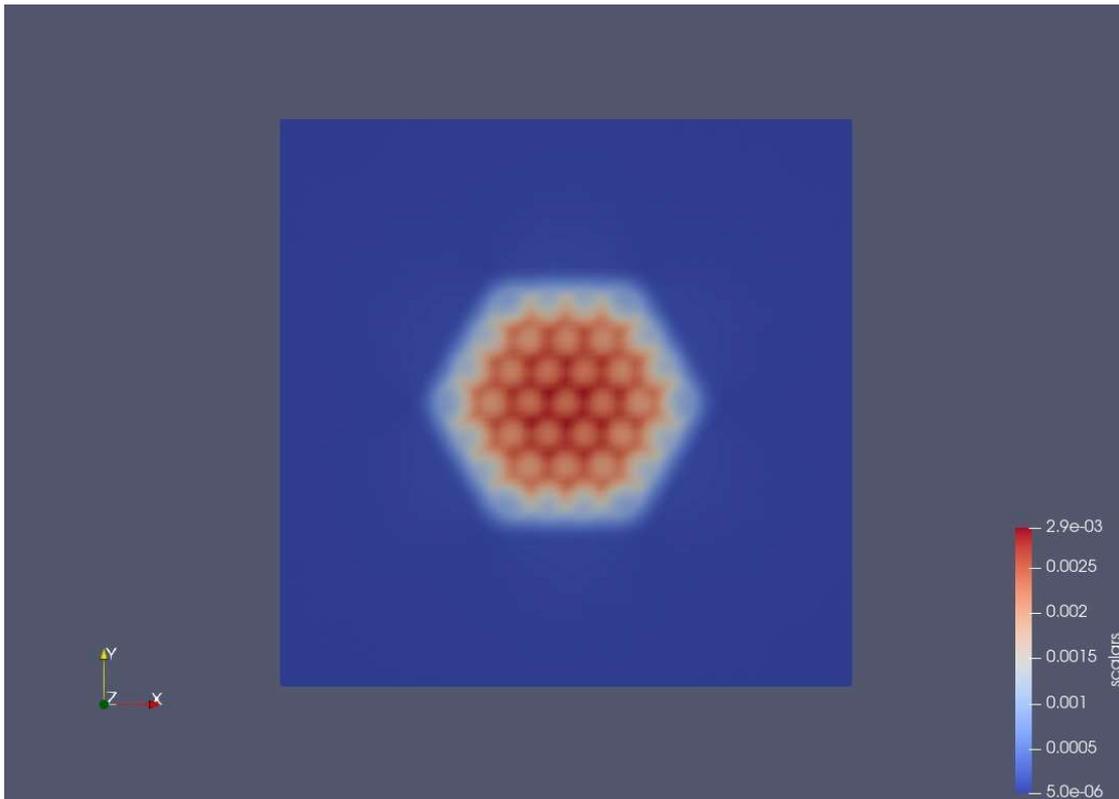


Figura 24 Núcleo completo del USNC en plano XY, visualizado en PARAVIEW (neutrones, pSv/s*neutrón)
[Ref. Elaboración propia]

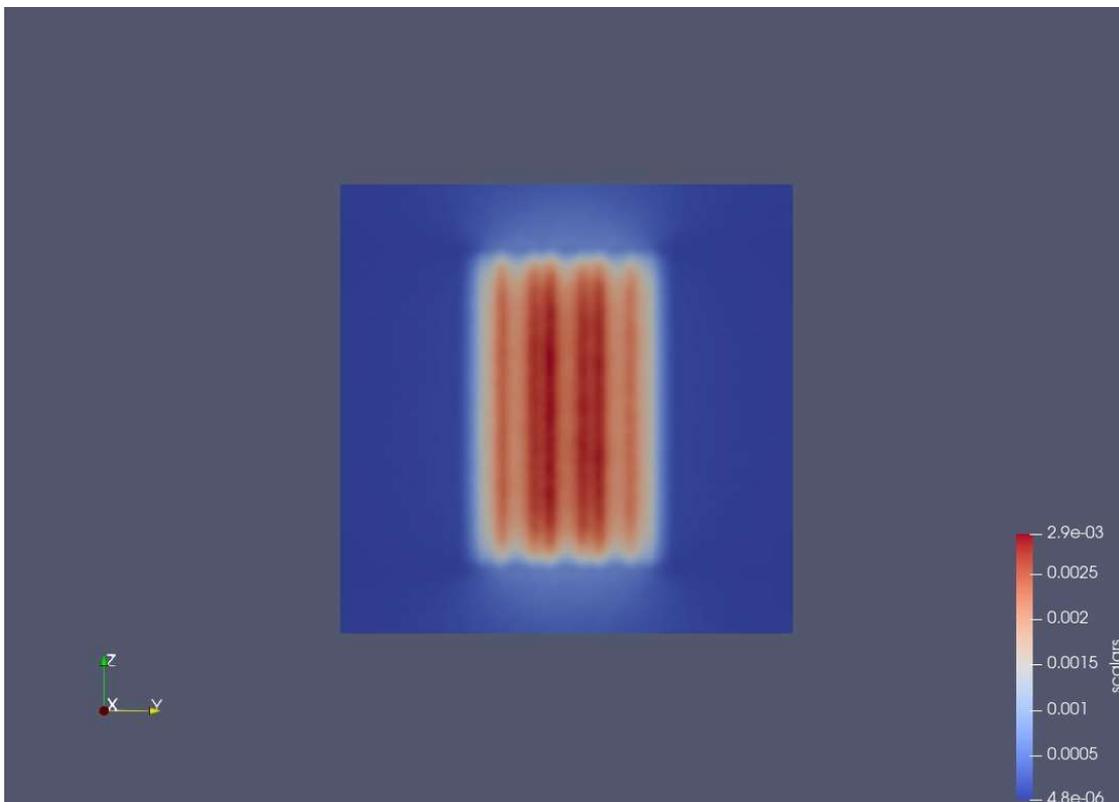


Figura 25 Núcleo completo del USNC en plano YZ, visualizado en PARAVIEW (neutrones, pSv/s*neutrón)
[Ref. Elaboración propia]

Es necesario además, siempre que se dan los datos provenientes de un tally, los valores de error de la magnitud medida, los cuales se muestran con claridad en las figuras posteriores (Figura 26 y Figura 27). Los errores en la medida son, como por otro lado es evidente, menores cuanto más cerca se encuentran del núcleo, llegando a valores mínimos rondando el 1% en la zona que abarcan los bloques y las fuentes. Estos valores son de muy alta calidad y se deben principalmente a sucesivas iteraciones en las que se ha aumentado el valor de partículas lanzadas para contar con una mayor cantidad de datos. En los extremos por el contrario, se alcanzan valores máximos del entorno de un 25%, que aunque sí supone un porcentaje de error relativamente elevado, es más que aceptable para este estudio.

En la Figura 27 correspondiente al plano YZ, se puede apreciar aún con más claridad que cuanto más lejos del núcleo se encuentre el área a estudiar mayor será el error en la medida.

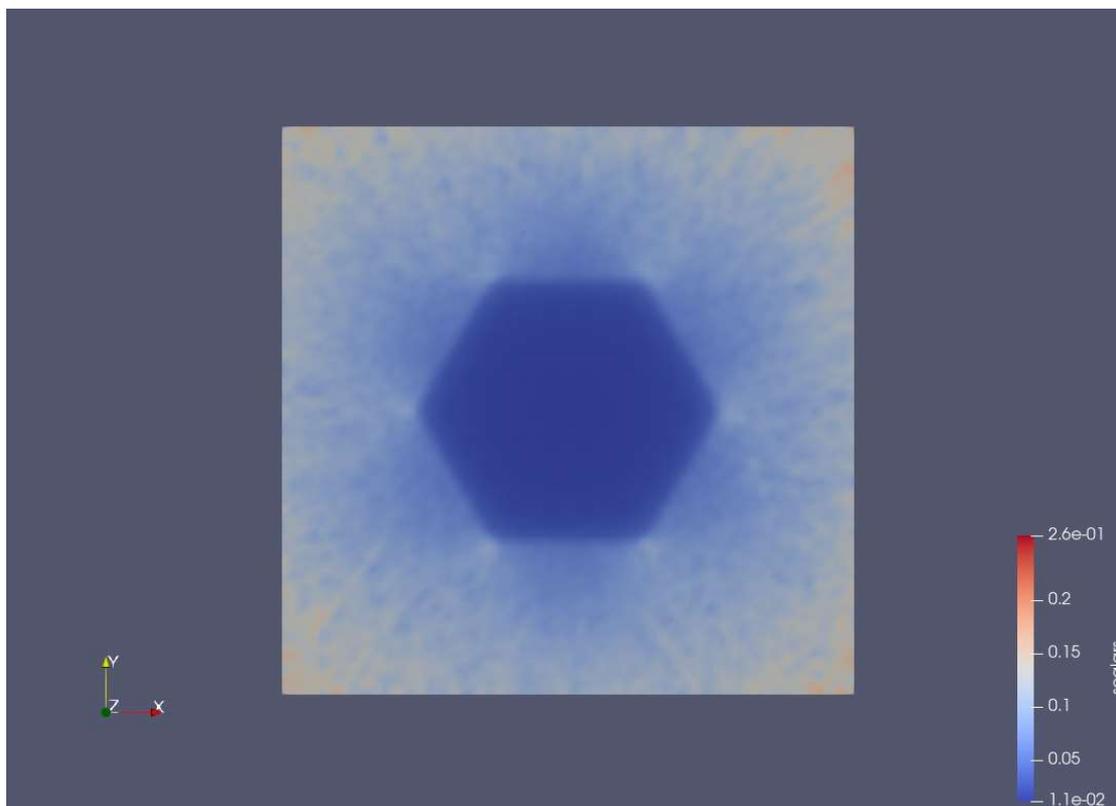


Figura 26 Error en la medida del núcleo USNC en el plano XY, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %)
[Ref. Elaboración propia]

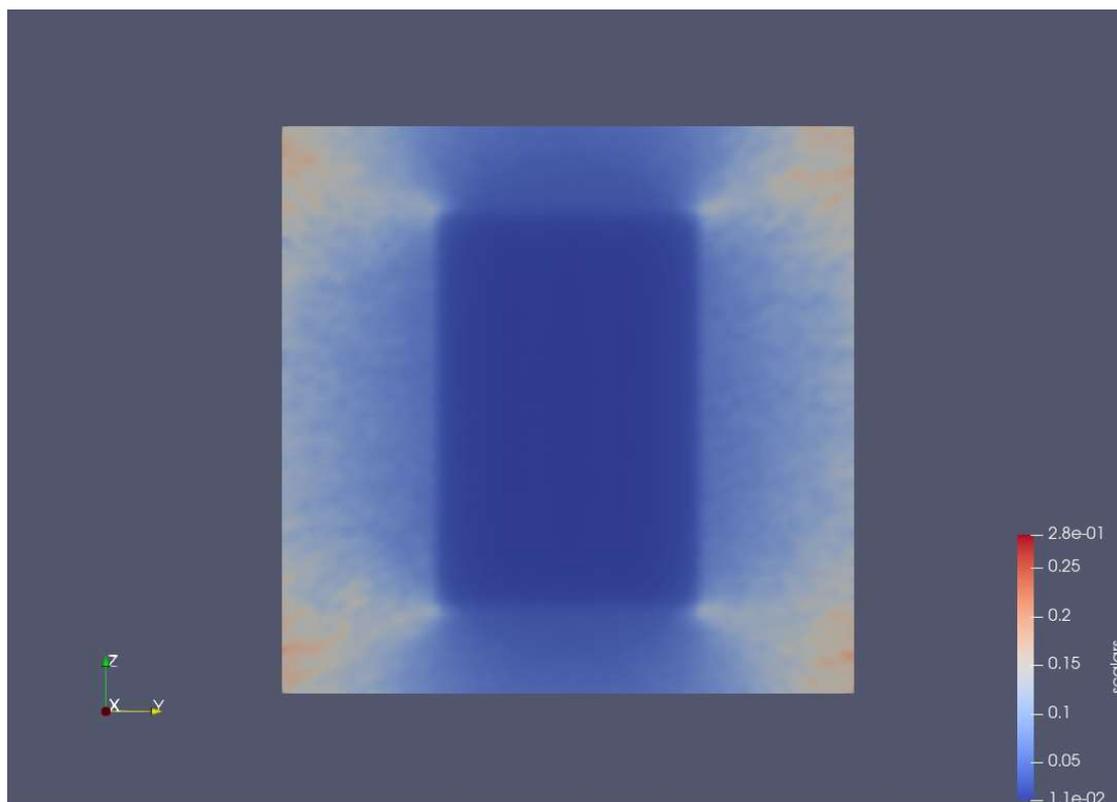


Figura 27 Error en la medida del núcleo USNC en el plano YZ, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %)
[Ref. Elaboración propia]

Todas estas simulaciones se han realizado para el caso de neutrones, sin embargo, para realizar un estudio más próximo a la realidad se ha introducido en el mismo input de MCNP el “mode p” para de esta manera analizar también los fotones.

Para el caso de los neutrones era una señal positiva de la bondad del modelo, observar que los mayores valores de tasa de dosis se daban en aquellos lugares en las que se ubicaban las fuentes neutrónicas. Sin embargo, para el caso de los fotones es esperable que estas ubicaciones no estén determinadas y que lo visualizado se asemeje a una nube con valores de mayor intensidad en la parte más central del reactor, al contener esta una gran cantidad de material fisible. Ciertamente, este hecho se puede observar en las siguientes figuras (Figura 28 y Figura 29).

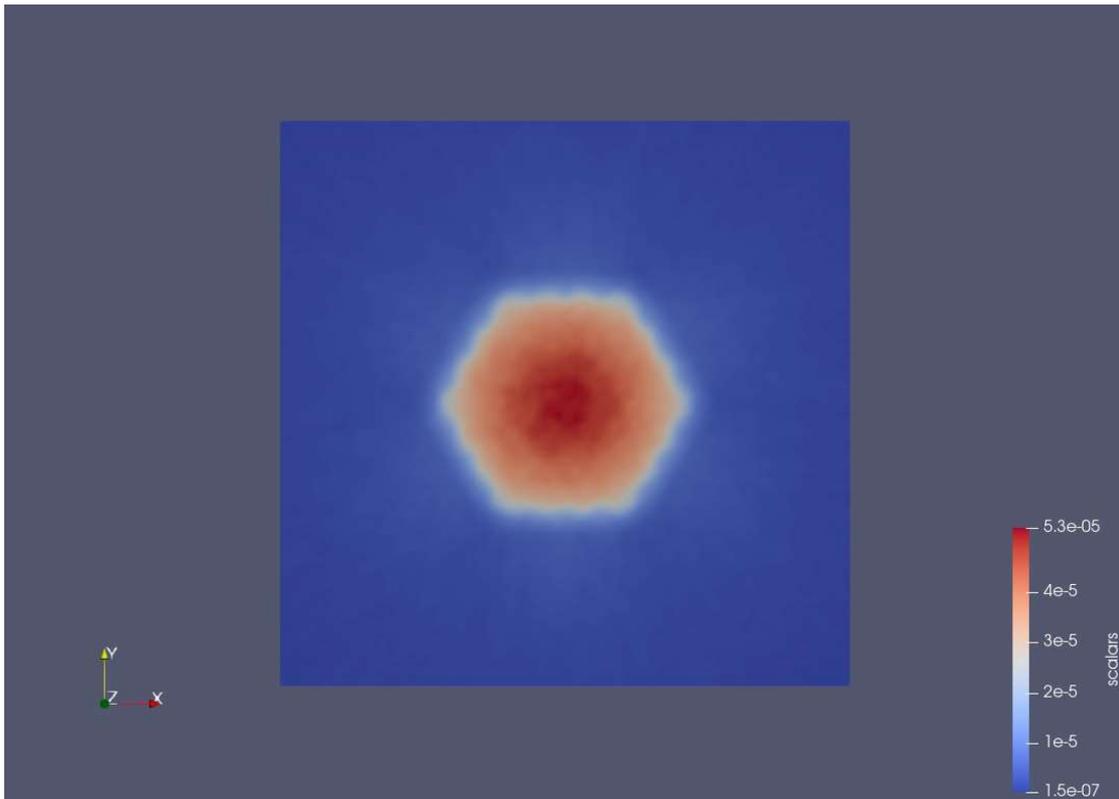


Figura 28 Núcleo completo del USNC en plano XY, visualizado en PARAVIEW (fotones, $\text{pSv/s} \cdot \text{fotón}$) [Ref. Elaboración propia]

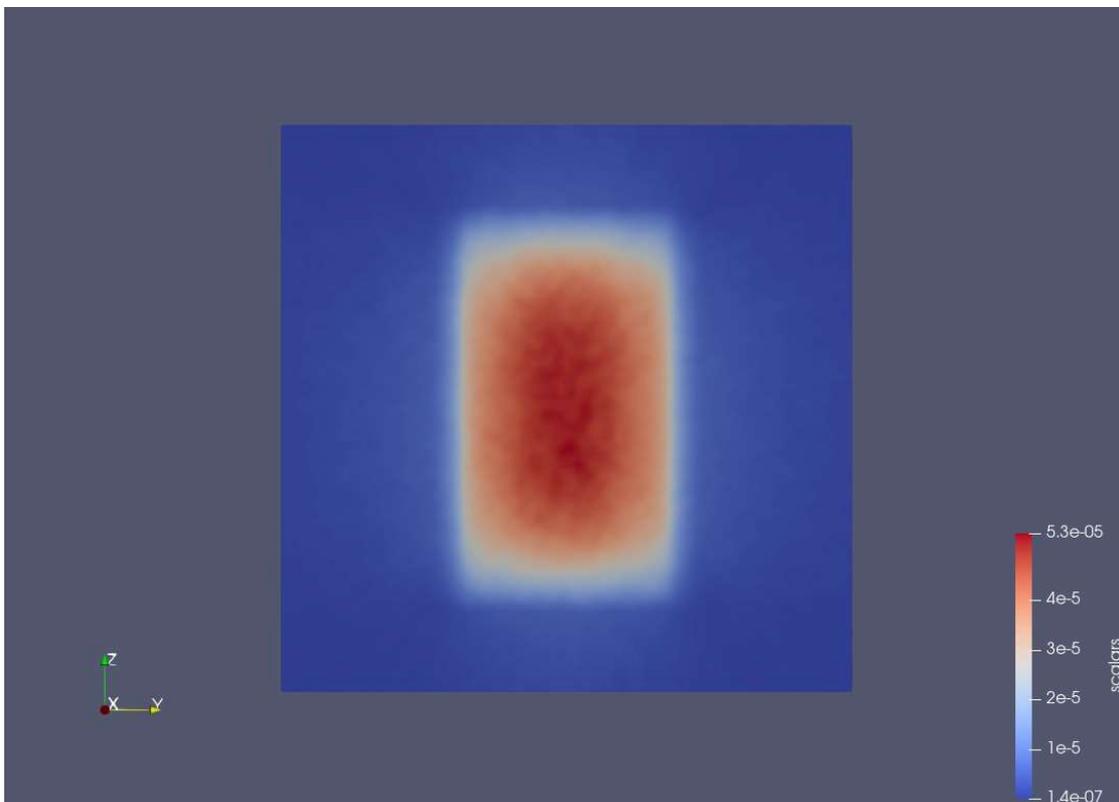


Figura 29 Núcleo completo del USNC en plano YZ, visualizado en PARAVIEW (fotones, $\text{pSv/s} \cdot \text{fotón}$) [Ref. Elaboración propia]

Además de esto, se incluyen también los valores de error para el caso de los fotones que aunque aumentan ligeramente con respecto a los de los neutrones (hasta el entorno del 35%), siguen manteniéndose en valores muy bajos en las áreas de mayor interés.

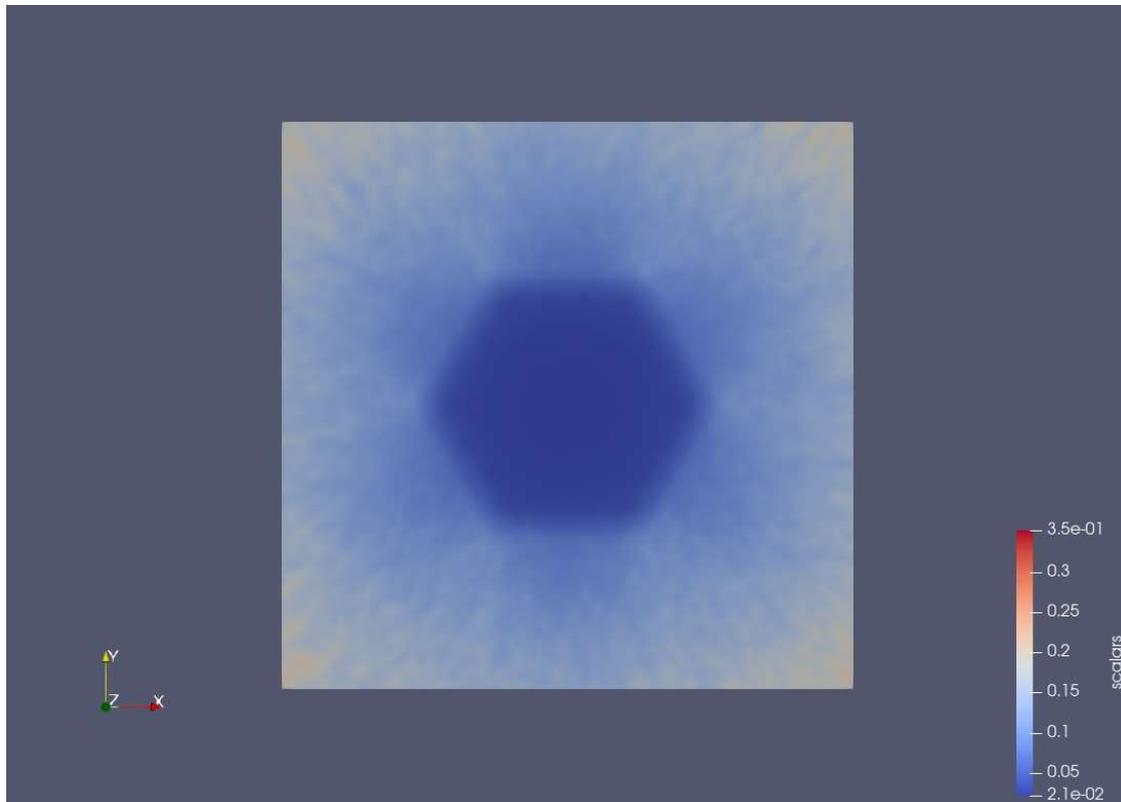


Figura 30 Error en la medida del núcleo USNC en el plano XY, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]

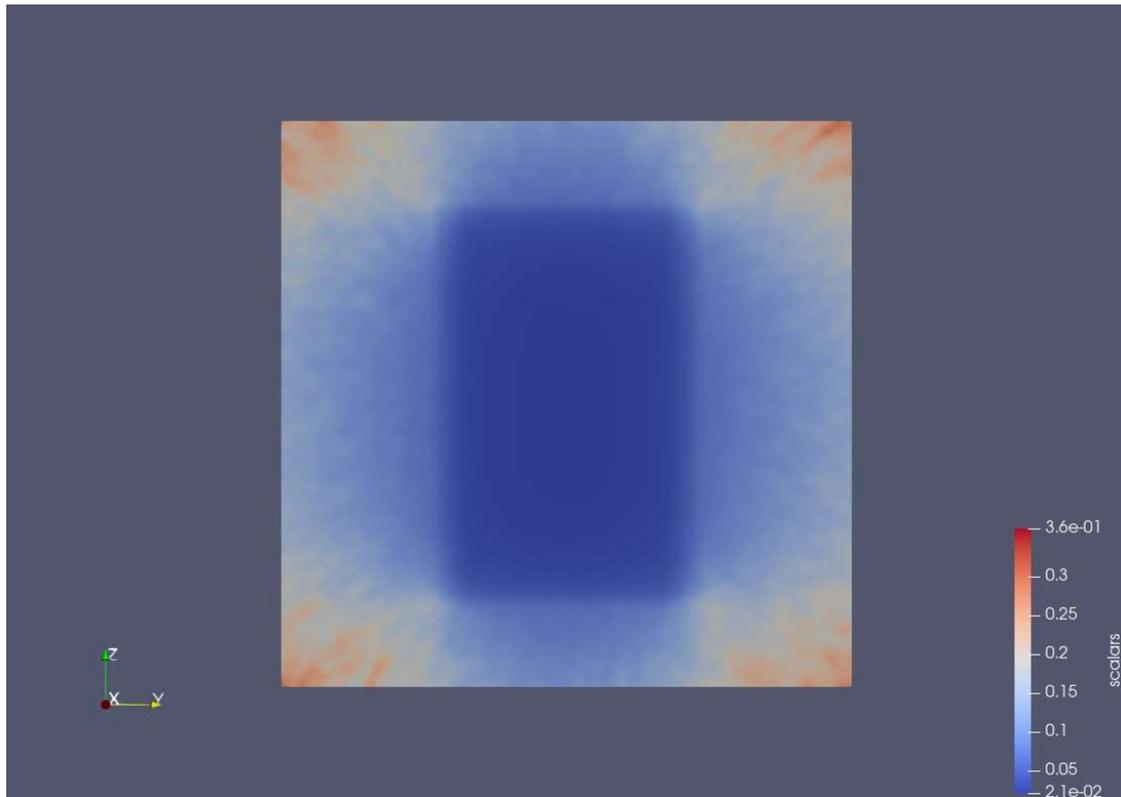


Figura 31 Error en la medida del núcleo USNC en el plano YZ, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]

12. Estimación del blindaje necesario para los distintos reactores nucleares

Una vez analizados los valores de dosis presentes en el reactor, se ha decidido realizar 4 simulaciones con el objetivo de blindar los alrededores del reactor. Para ello, se han establecido 2 materiales: el polietileno borado, con el objetivo de reducir el flujo neutrónico, ya que recordemos que para ello es necesario utilizar materiales de bajo número atómico, y el plomo con el objetivo de frenar los fotones provenientes de las reacciones nucleares. Como se ha mencionado, se han establecido 4 casos, en los que se varía el valor del espesor de polietileno borado y se mantiene constante el de plomo. Los espesores de polietileno utilizados son 1, 2, 5 y 10 cm mientras que el de plomo es de 2 cm.

En las siguientes figuras se exponen los valores obtenidos en las simulaciones (Figura 32 a Figura 35).

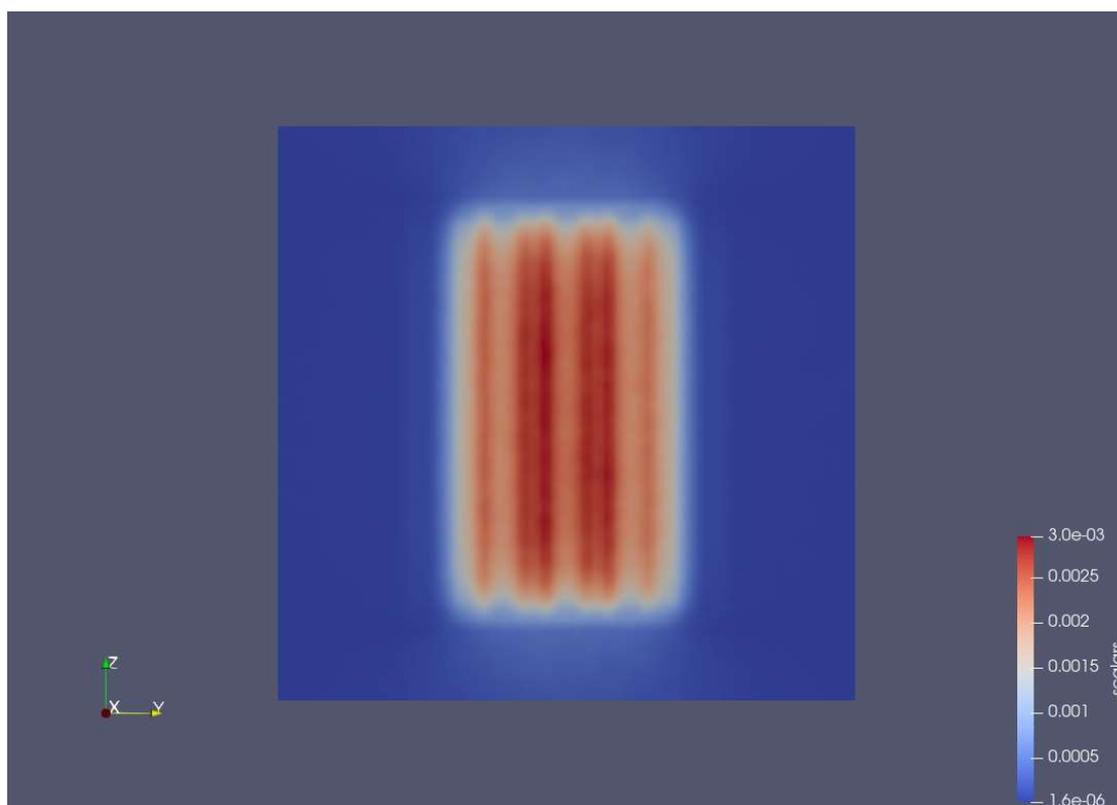


Figura 32 Tasa de dosis con blindaje de 1 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*neutrón)
[Ref. Elaboración propia]

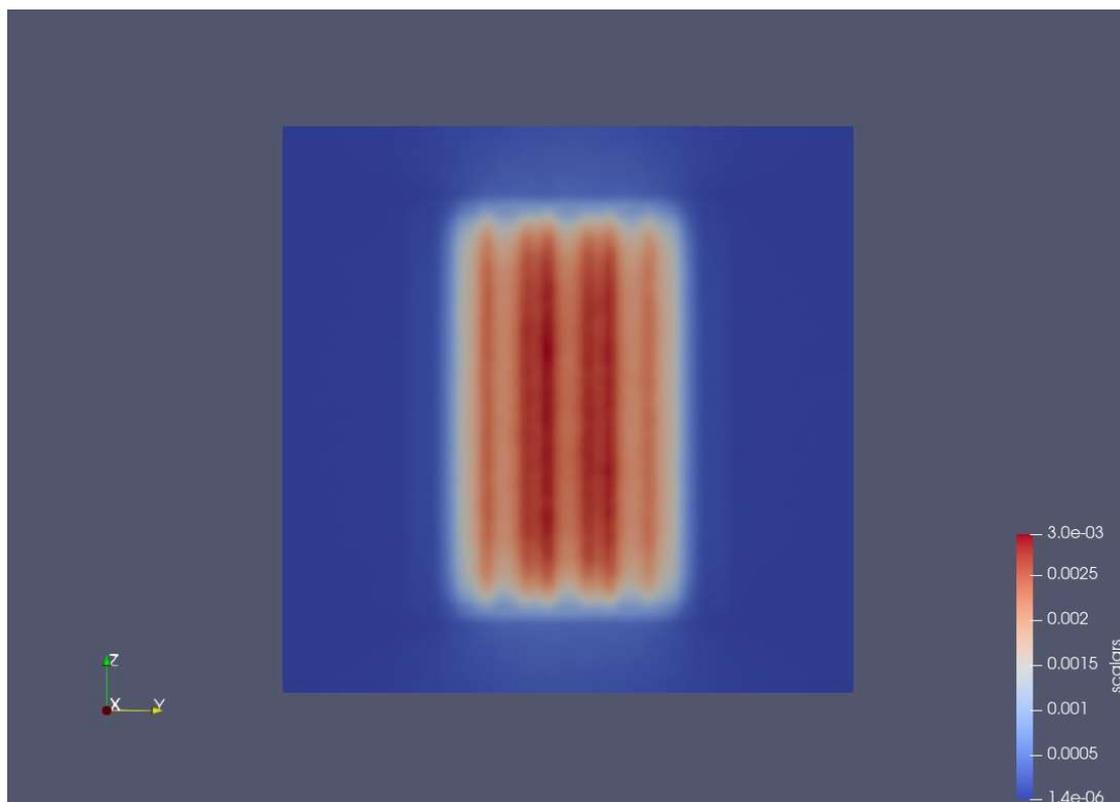


Figura 33 Tasa de dosis con blindaje de 2 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW ($\mu\text{Sv/s} \cdot \text{neutrón}$)
[Ref. Elaboración propia]

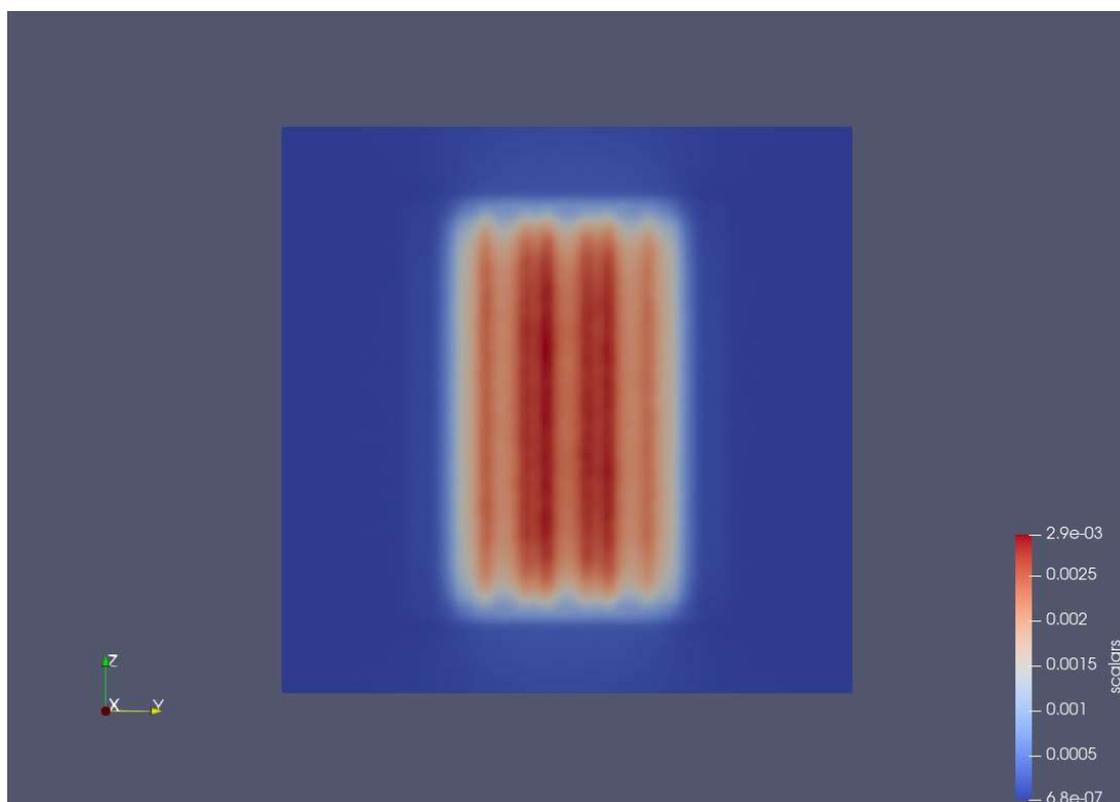


Figura 34 Tasa de dosis con blindaje de 5 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW ($\mu\text{Sv/s} \cdot \text{neutrón}$)
[Ref. Elaboración propia]

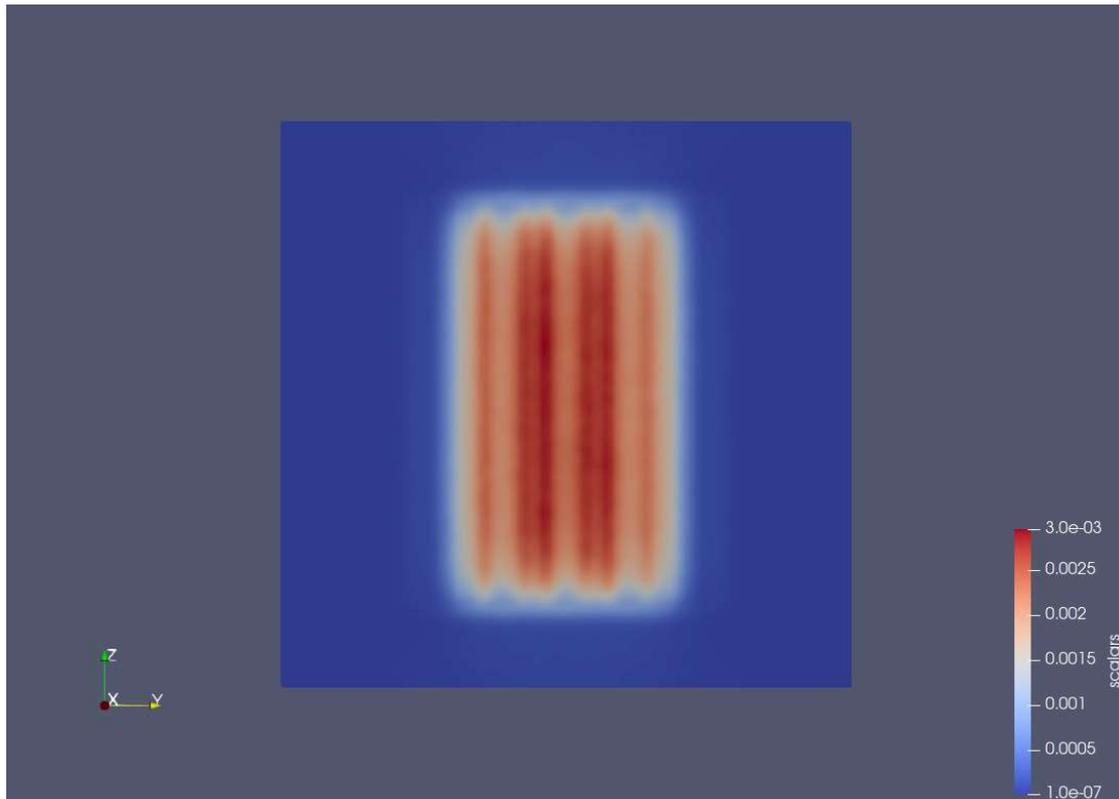


Figura 35 Tasa de dosis con blindaje de 10 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW (pSv/s*neutrón)
[Ref. Elaboración propia]

A pesar de que la visualización pueda ser un tanto difícil de comparar, sí que se observan variaciones en los flujos externos al reactor sobre todo en las tapas (pasando de un color azul más claro indicando un mayor flujo en el caso de 1 cm a un azul mucho más oscuro para el caso del blindaje de 10 cm). Sin embargo, una forma mucho más intuitiva de asegurar que se está produciendo una reducción en el flujo neutro es atendiendo a las escalas de colores situadas en la esquina inferior derecha. En ellas se observa que el flujo máximo se mantiene prácticamente constante, ya que la adición del blindaje no debe suponer una reducción del flujo máximo. Sin embargo, el flujo mínimo que es el que se experimenta en las zonas más lejanas del reactor sí que sufre variaciones debidas a la presencia del blindaje. Para el caso de 1 cm de polietileno borado, el valor mínimo de dosis se ubica en $1,6E-06$, reduciéndose a $1,4E-06$ para 2 cm, a $6,8E-07$ para 5cm y finalmente a $1E-07$ para 10 cm. Es decir, se reduce en más de un 90% el valor de la dosis. Esto por supuesto supone una clara muestra del efecto del blindaje sobre las zonas externas del reactor.

A continuación, se muestra una gráfica que compara las tasas de dosis según la distancia al eje Z del reactor. Debido a los pequeños valores que se tratan, se ha utilizado una escala logarítmica con el fin de establecer claras diferencias entre cada uno de los casos.

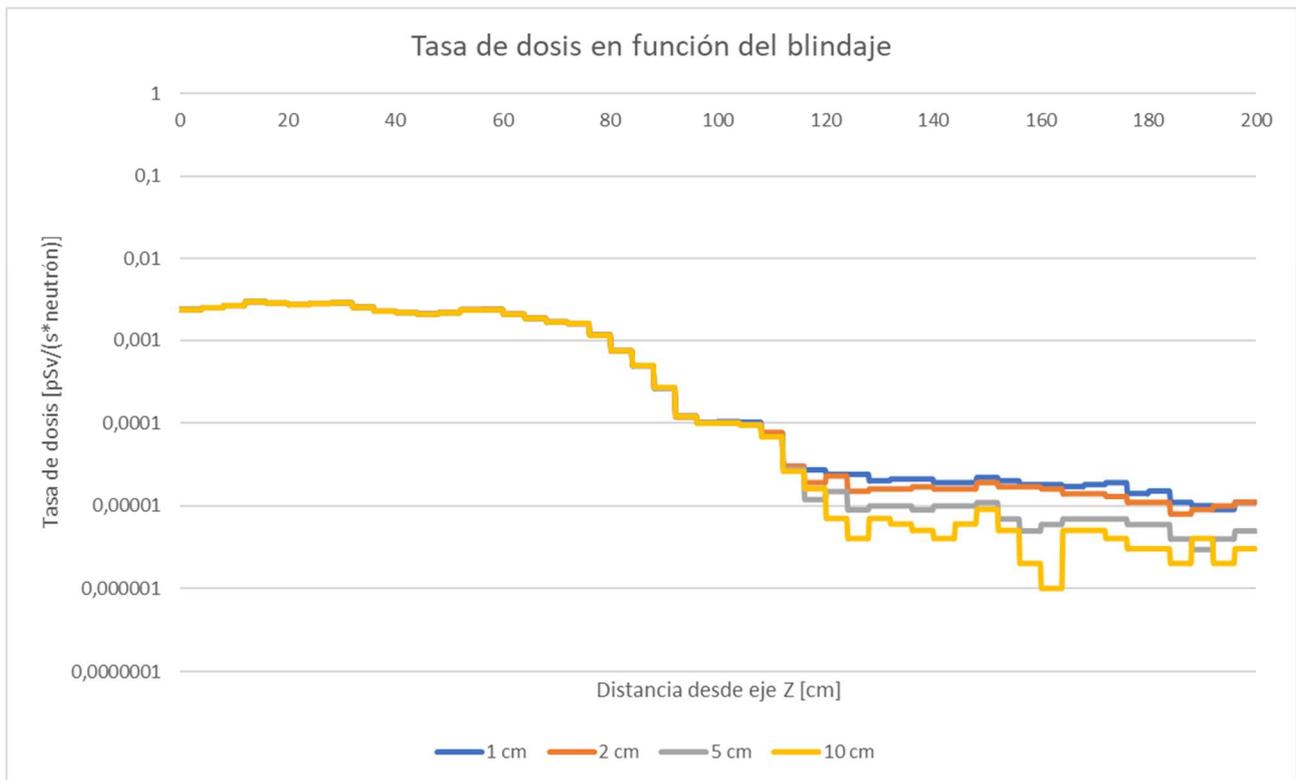


Gráfico 2 Tasa de dosis en función de la distancia al eje Z, con blindaje a partir de 110 cm [Ref. Elaboración propia]

En este gráfico, se comparan los cuatro casos de blindaje interpuesto que permiten extraer ciertas conclusiones. Por un lado, en los primeros 110 cm desde el eje no hay prácticamente diferencias entre los casos ya que el blindaje es externo y por lo tanto no tiene influencia en la tasa de dosis. Sin embargo, a partir de los 110 cm que es el lugar donde comienzan los blindajes de polietileno borado, se pueden empezar a apreciar las diferencias. Aunque estas puedan parecer mínimas, estamos hablando de valores muy pequeños de tasa de dosis, pero como ya se ha comentado con anterioridad, las diferencias entre el primer caso (1 cm) y el último (10 cm), se traducen en una disminución de un orden de magnitud en la tasa de dosis.

Además de esto, se incluyen los valores de error para los dos casos extremos, es decir 1 y 10 cm para observar cómo evoluciona. En el caso de 1 cm (Figura 36) el valor máximo que se alcanza es de alrededor del 40%, ya que al ser un blindaje menor un mayor número de partículas y por lo tanto de dosis es visible al otro lado del blindaje, lo que se traduce en un menor valor del error para un mismo valor de partículas lanzadas. Sin embargo, para el caso de 10 cm (Figura 37) ocurre la situación contraria, ya que al haber mayor blindaje, menos neutrones son capaces de atravesarlo y por lo tanto se introduce una mayor incertidumbre en la

medida, situándose el error en el entorno del 90% para ciertas áreas. Es necesario remarcar que el propio núcleo, al estar bien definido no cuenta con estos altos valores de error.

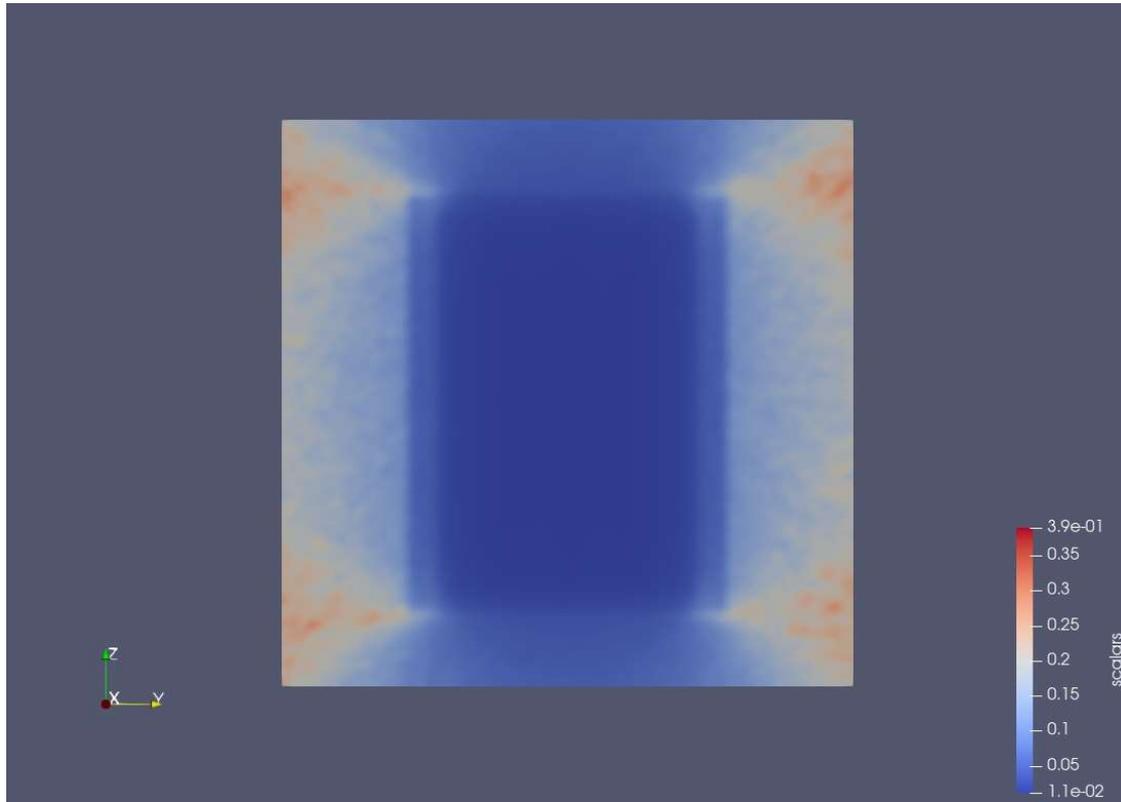


Figura 36 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 1cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]

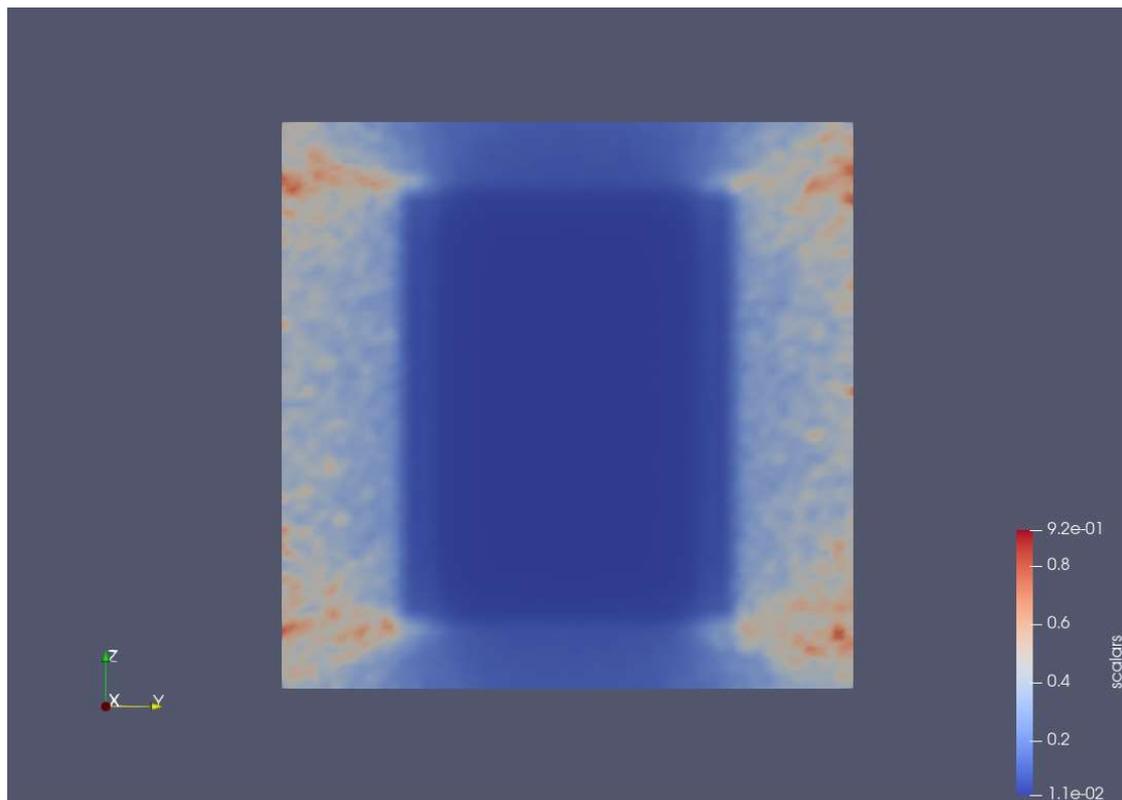


Figura 37 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 10 cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]

Con anterioridad se ha especificado que el análisis final para el reactor se ha realizado teniendo en cuenta el efecto tanto de neutrones como de fotones, y es por eso que a continuación se realiza el mismo análisis para el caso de fotones. En este caso, el blindaje que actúa contra los rayos gamma sería el plomo, mientras que el material de baja densidad (PET borado) no sirve para pararlos. Es por esto que es esperable 4 casos de blindaje muy similares para los fotones al mantenerse constante el valor del espesor de plomo. Estos casos se presentan a continuación:

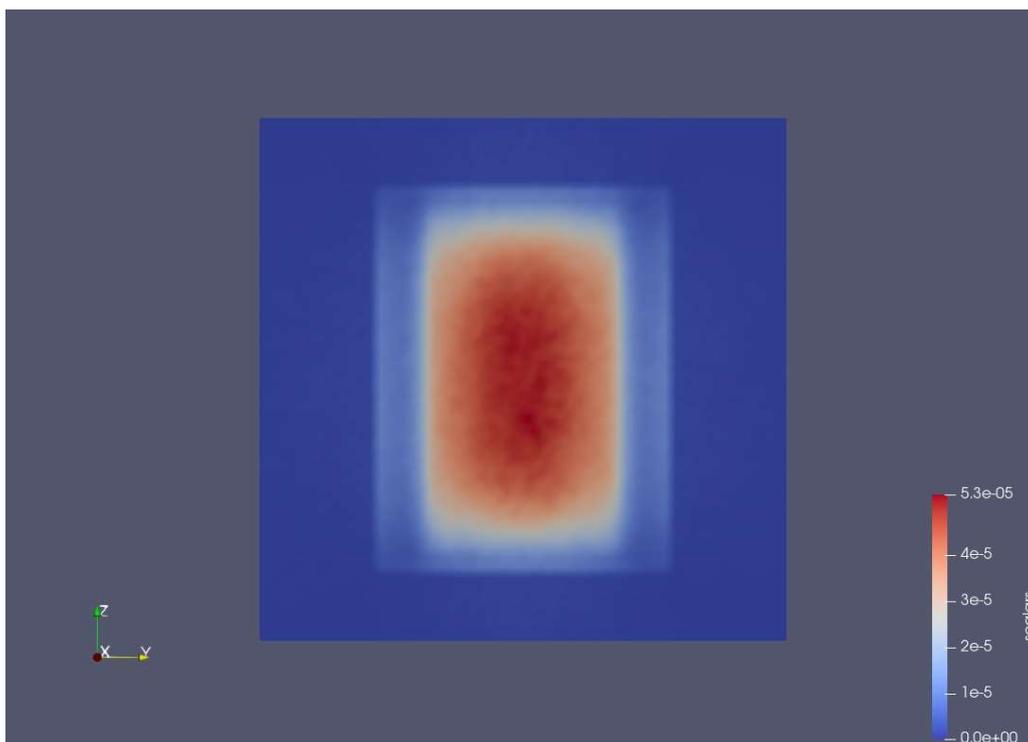


Figura 38 Tasa de dosis con blindaje de 1 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW ($\text{pSv/s} \cdot \text{fotón}$) [Ref. Elaboración propia]

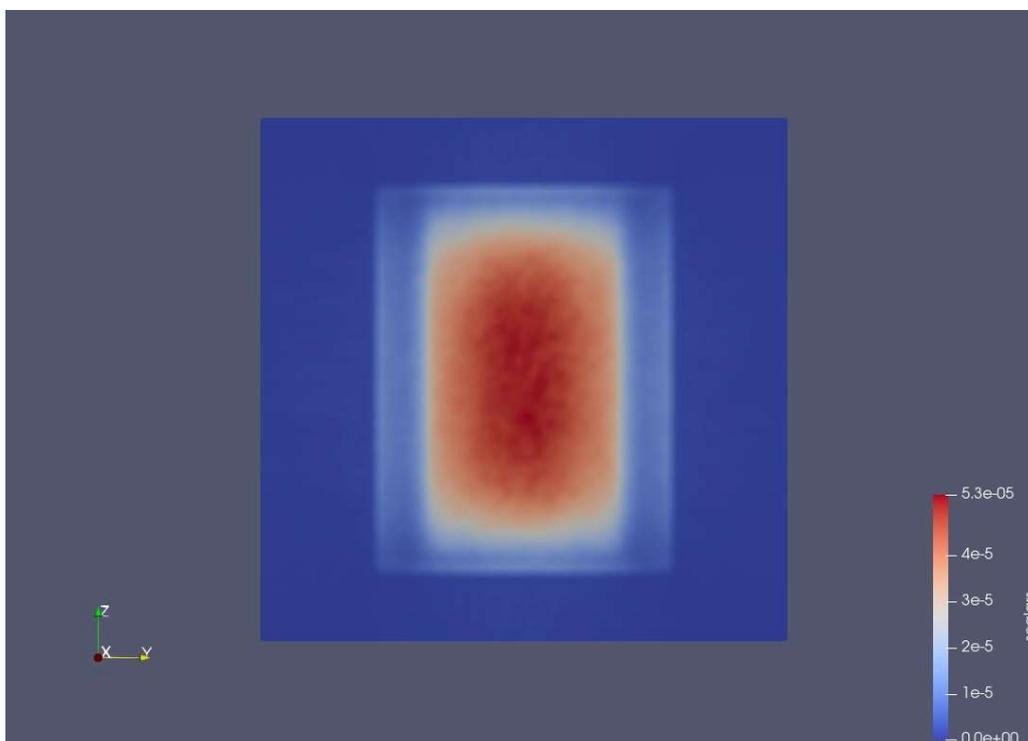


Figura 39 Tasa de dosis con blindaje de 2 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW ($\text{pSv/s} \cdot \text{fotón}$) [Ref. Elaboración propia]

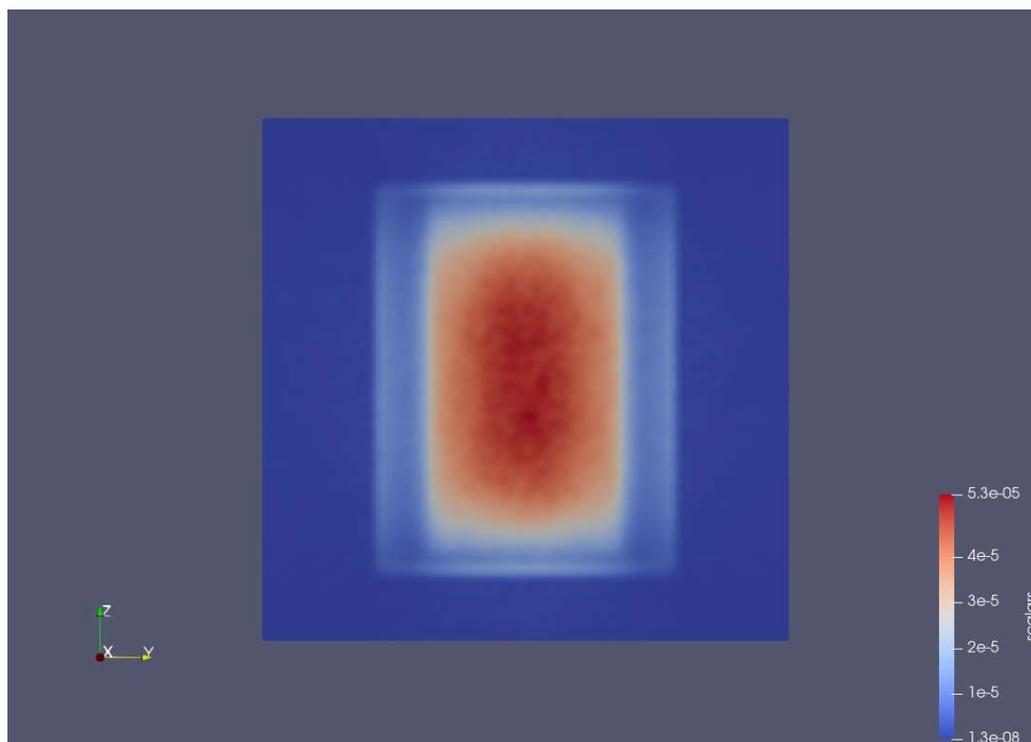


Figura 40 Tasa de dosis con blindaje de 5 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW ($\mu\text{Sv/s} \cdot \text{fotón}$) [Ref. Elaboración propia]

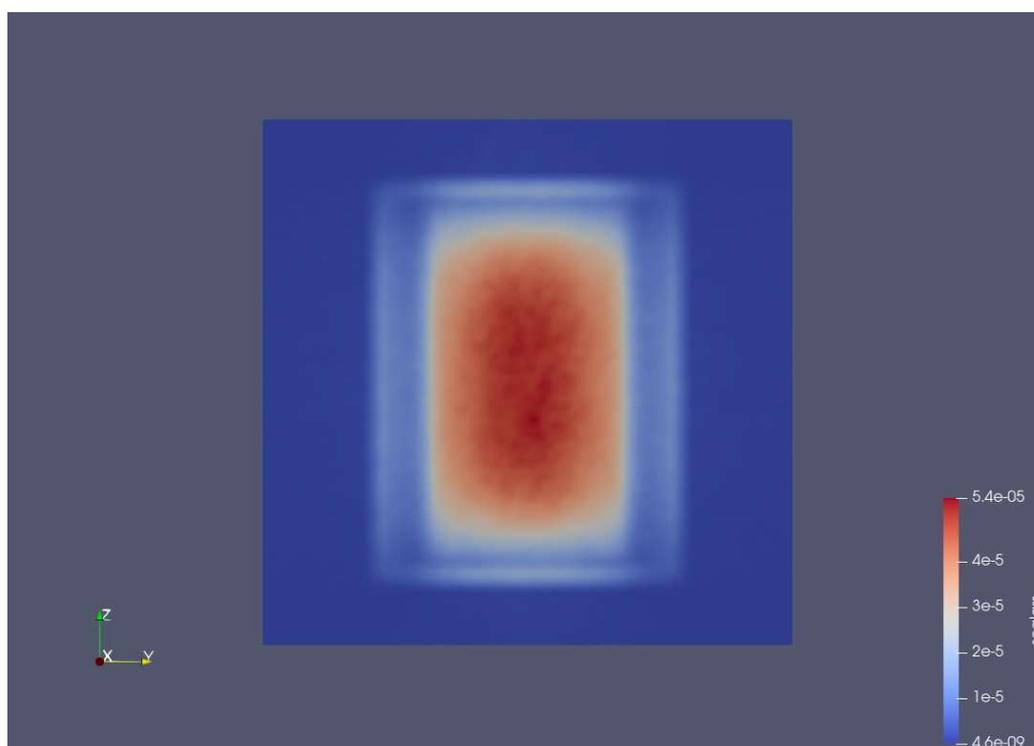


Figura 41 Tasa de dosis con blindaje de 10 cm de BOR-PET, visualizado en PARAVIEW ($\mu\text{Sv/s} \cdot \text{fotón}$) [Ref. Elaboración propia]

En este caso, la dosis mínima varía desde 0 para los casos de 1 y 2 cm (Figura 38 y Figura 39) hasta valores del orden de 10^{-9} a 10^{-8} (Figura 40 y Figura 41). Esto se puede deber a

que un mayor espesor de BOR-PET puede dar lugar a más reacciones secundarias al frenar los neutrones y que a partir de estas se generen rayos gamma, aumentando la dosis.

Además de esto, se incluyen como para el caso de los neutrones, los valores de error de los casos extremos (Figura 42 y Figura 43). El error en estos sobrepasa el 90% debido a que los fotones son derivados de las propias reacciones nucleares y neutrónicas, y por lo tanto la disminución en casos aumenta la incertidumbre. Es necesario destacar no obstante, lo perfectamente delimitado que se observa el núcleo, con un valor de error muy bajo.

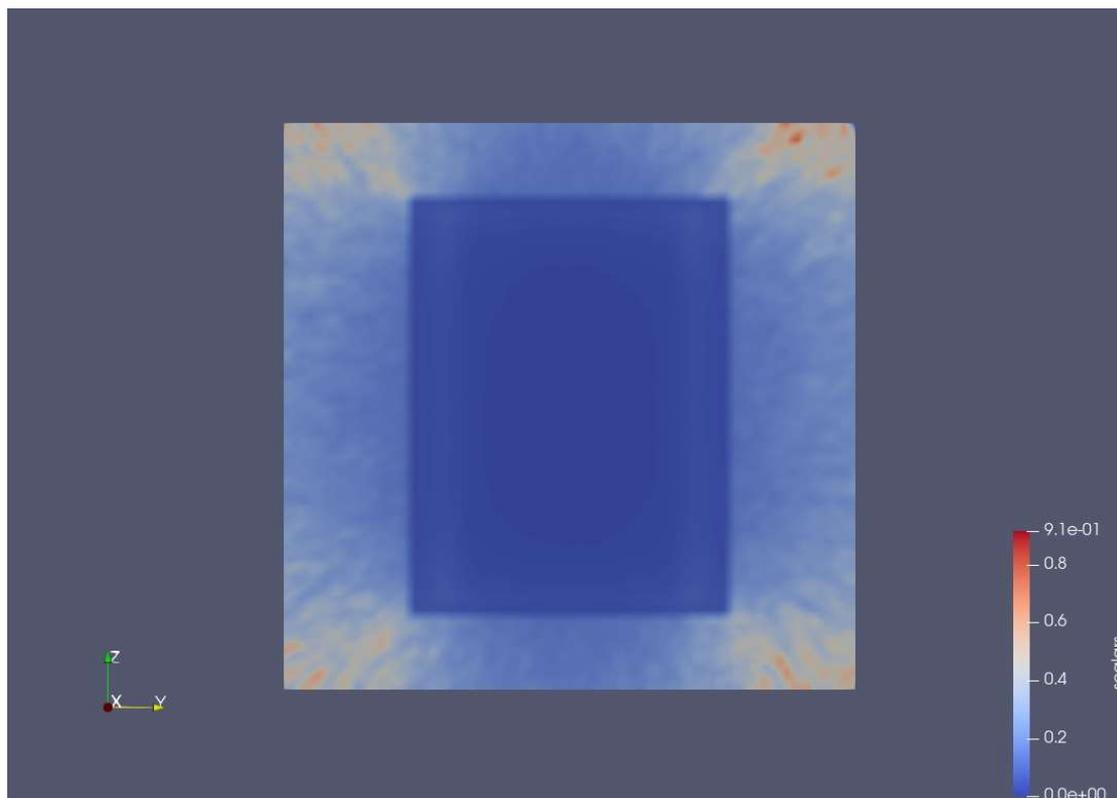


Figura 42 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 1cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]

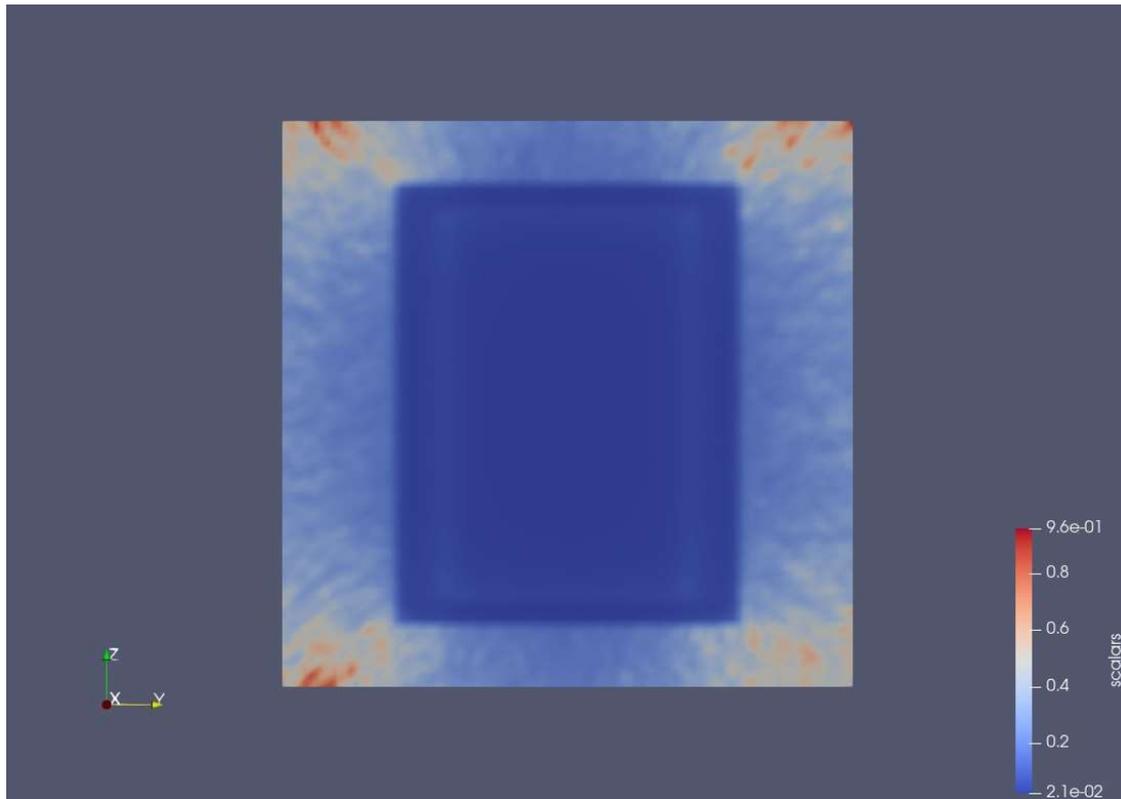


Figura 43 Error en la medida de dosis del núcleo USNC en el plano YZ, para el caso de 10 cm de blindaje de PET-BOR, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]

13. Estimación de la dosis a observar en las inmediaciones del reactor con un flujo teórico

Como se ha descrito con anterioridad, los valores que se han obtenido para las tasas de dosis en los diversos casos que se han planteado, son por unidad de fuente, o lo que es lo mismo, por neutrón o fotón. Esto por lo tanto, nos permite extraer conclusiones en el caso de contar con información sobre el flujo neutrónico con el que se cuenta en el reactor. Sin embargo, existen dos grandes problemas debidos a la propia realidad.

Por un lado, el flujo neutrónico no se mantiene constante a lo largo y ancho de todo el reactor, por lo que un único valor de flujo para una zona concreta del reactor no puede ser extrapolable al reactor completo. En todo caso, si este valor es el obtenido en el centro del reactor, donde el flujo es máximo, la extrapolación al conjunto total se traduciría en unos resultados ampliamente conservadores, que en caso de satisfacer las exigencias dosimétricas supondrían una buena aunque extraña noticia.

Por otro lado, y como ya ha sido comentado con anterioridad, la falta de experiencia y existencia de estos reactores de nuevas tecnologías provoca un gran desconocimiento sobre flujos y comportamientos. Aunque existen ciertos prototipos que han sido puestos en marcha con éxito, los datos extraídos de ellos son generalmente escasos para el público general debido a la confidencialidad.

A pesar de estos hechos, se realizará una estimación de la dosis que se obtendría en los alrededores del reactor MMR, a partir de flujos típicos extraídos de bibliografía de tecnologías como PWR (en cuyo caso los datos son mucho más abundantes debido a la vasta experiencia operativa).

Debido a que MCNP proporciona los datos tras conversión a dosis en pSv/partícula fuente, en vez de utilizar el flujo para obtener el valor de tasa de dosis, es necesario utilizar el valor de intensidad. Según lo hallado en bibliografía como [55], [56] y [57], además de consultas con expertos en la materia, se ha supuesto, de forma conservadora, un valor de intensidad igual a $3,7 * 10^{18}$ n/s . Además, se ha convertido la tasa de dosis en unidades de $\mu\text{Sv/h}$ en lugar de pSv/s ofrecidos por MCNP.

Una vez obtenidos los valores de tasa de dosis, se ha pasado a comparar los diferentes casos que se han analizado previamente así como un nuevo caso con un blindaje de 50 cm de polietileno borado y 20 cm de plomo. A partir de estos datos, se pretende estimar de forma

conservadora cual sería el blindaje necesario para alcanzar el estatus de zona amarilla (límite de 25 $\mu\text{Sv/h}$).

Cabe recalcar, que se está suponiendo una configuración en la que el reactor se encuentra completamente desnudo y directamente rodeado por el blindaje. Esto por supuesto no se daría en la realidad, ya que habría que tener en cuenta la presencia de la vasija además de los numerosos subsistemas que garantizan la seguridad y buen funcionamiento del reactor. También el reactor y el blindaje se han dispuesto a unas distancias pequeñas, lo que reduce el efecto real que posee la distancia en la reducción de la dosis. Es por esto que los resultados que se obtengan y sean discutidos posteriormente deberán de ser refinados en el futuro con el fin de conseguir una aproximación mucho más cercana a la realidad que permita el éxito del proyecto.

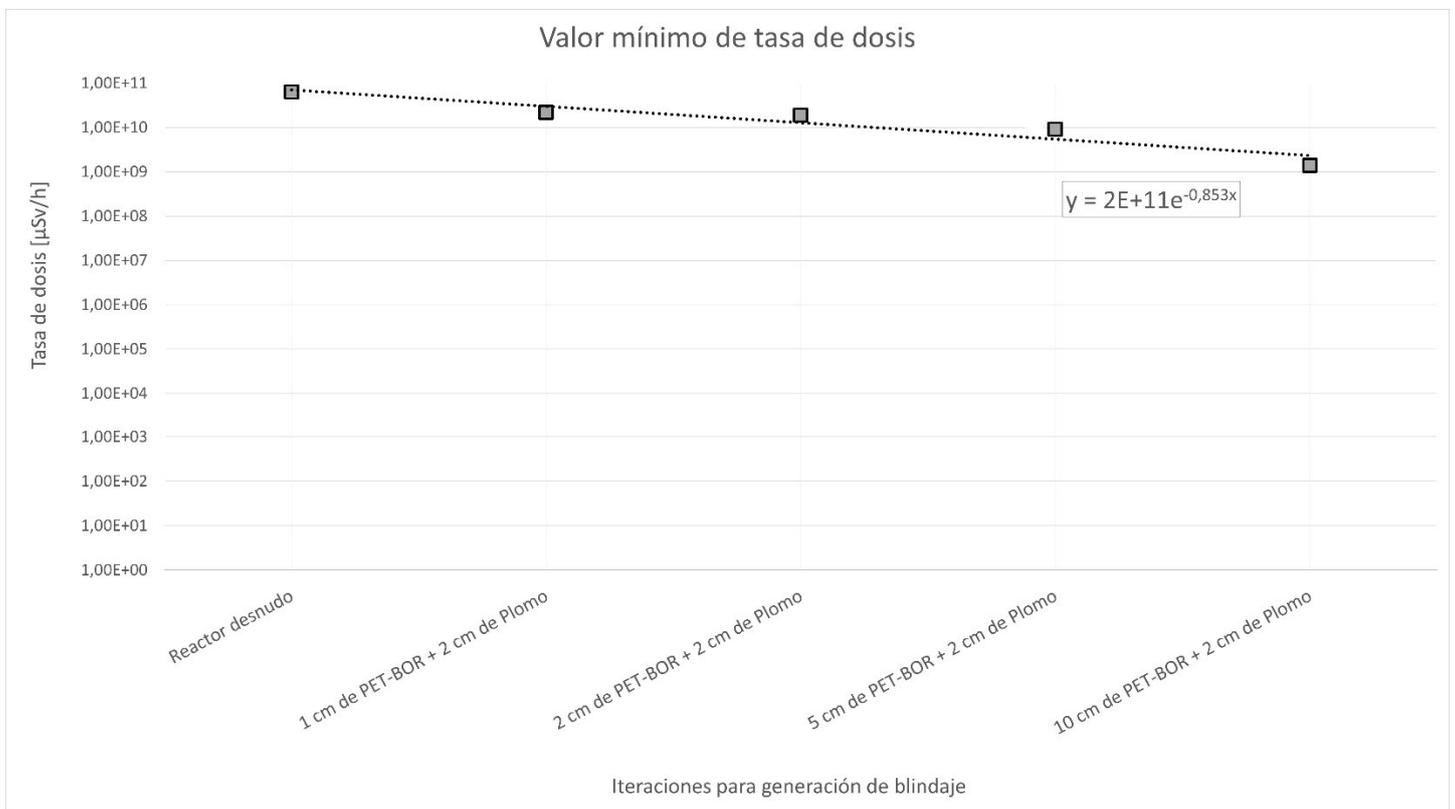


Gráfico 3 Tendencia del valor mínimo de tasa de dosis a partir de los datos para reactor desnudo, 1cm de PET-BOR, 2 cm de PET-BOR, 5 cm de PET-BOR, 10cm de PET-BOR y 50 cm de PET-BOR

En el gráfico anterior se muestra la tendencia que se puede observar para los distintos casos analizados. Es apreciable que la disminución del caso de los 50 cm con respecto al de 10 cm es muy leve. Esto es debido a que no se ha considerado que la mayoría de los neutrones son rápidos y al simplificar tanto el modelo, no se ha colocado ningún material que permita reducir la energía de estos. Es por esto, que se ha decidido generar un nuevo caso en el que se

coloca un blindaje también de acero de 20 cm, reduciendo el de PET-BOR a 30 cm y manteniendo el de plomo en 20 cm, para reducir el valor de tasa de dosis a números que aunque sean altos, nos permitan vislumbrar un decremento real.

Sin embargo, los valores para la tasa de dosis se siguen manteniendo muy altos principalmente debido a la acción de los neutrones rápidos presentes en el reactor y qué en el diseño planteado no son tan termalizados como sí sería en el caso real. Además, uno de los grandes problemas que se observa a la hora de estimar la tasa de dosis en los gráficos ofrecidos por PARAVIEW, es que el efecto del blindaje así como la propia pérdida de partículas al aumentar la distancia con respecto a la fuente, provoca una ausencia de datos en las zonas más lejanas a la fuente. Estas zonas por supuesto, serían las que presentarían una menor tasa de dosis. Esto se puede observar en las siguientes figuras correspondientes a los casos analizados. Como se puede observar, la cantidad de datos disponible va disminuyendo según se va ampliando el espesor de blindaje colocado alrededor del núcleo del reactor (Figura 44 a Figura 46). Además, se aprecia una disminución de 1 o 2 órdenes de magnitud (valores de 10^6 a 10^7) con respecto al caso anterior, pero como se puede apreciar todas las zonas azul oscuro son zonas en las que no existen datos.

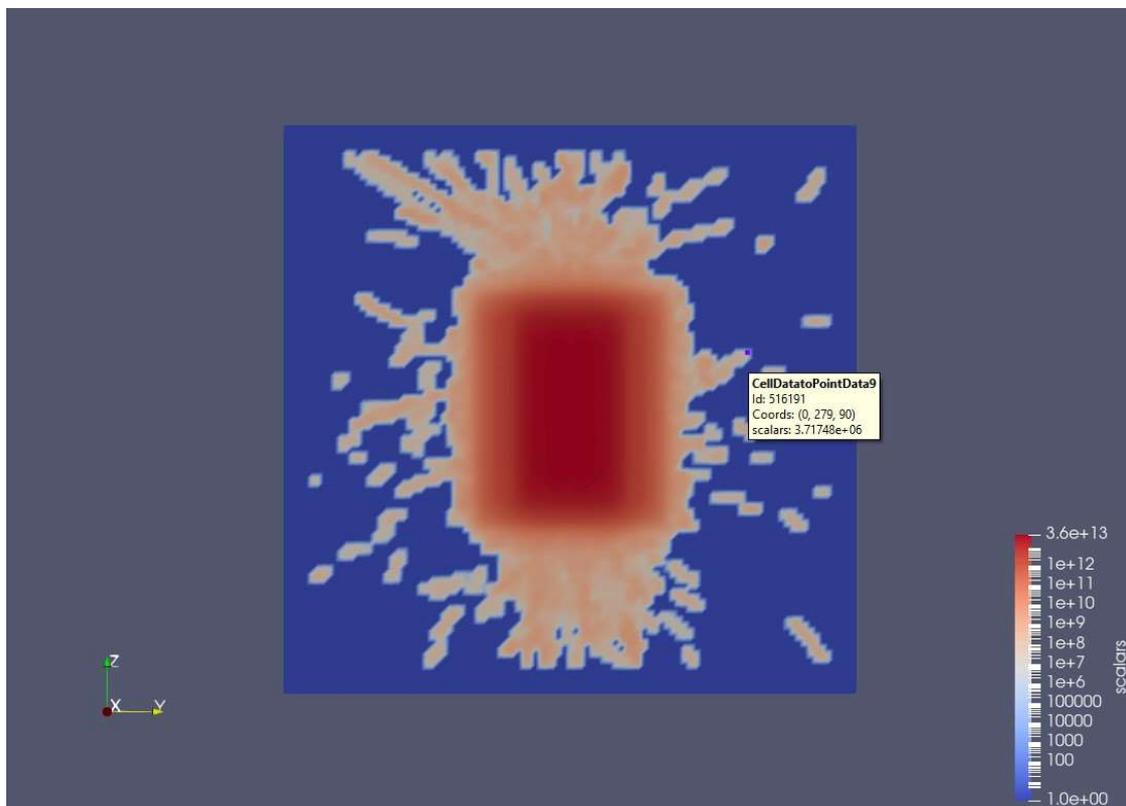


Figura 44 Tasa de dosis con blindaje de 30 cm de acero, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

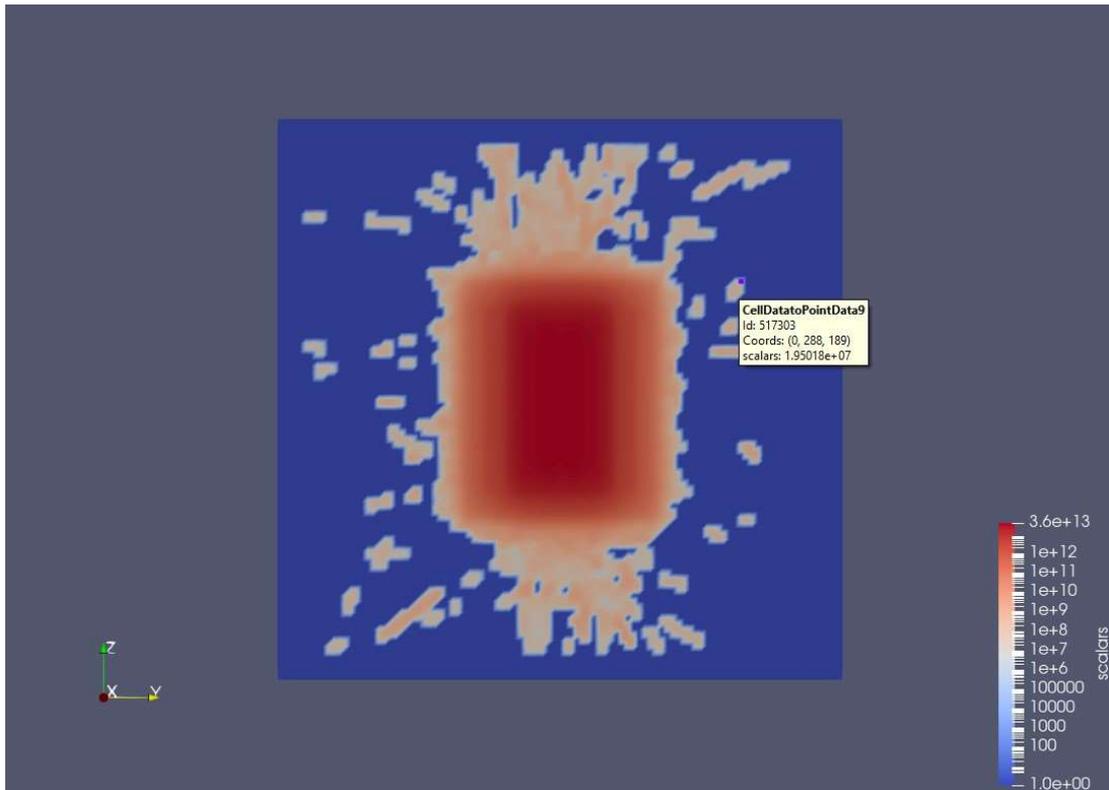


Figura 45 Tasa de dosis con blindaje de 40 cm de acero, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

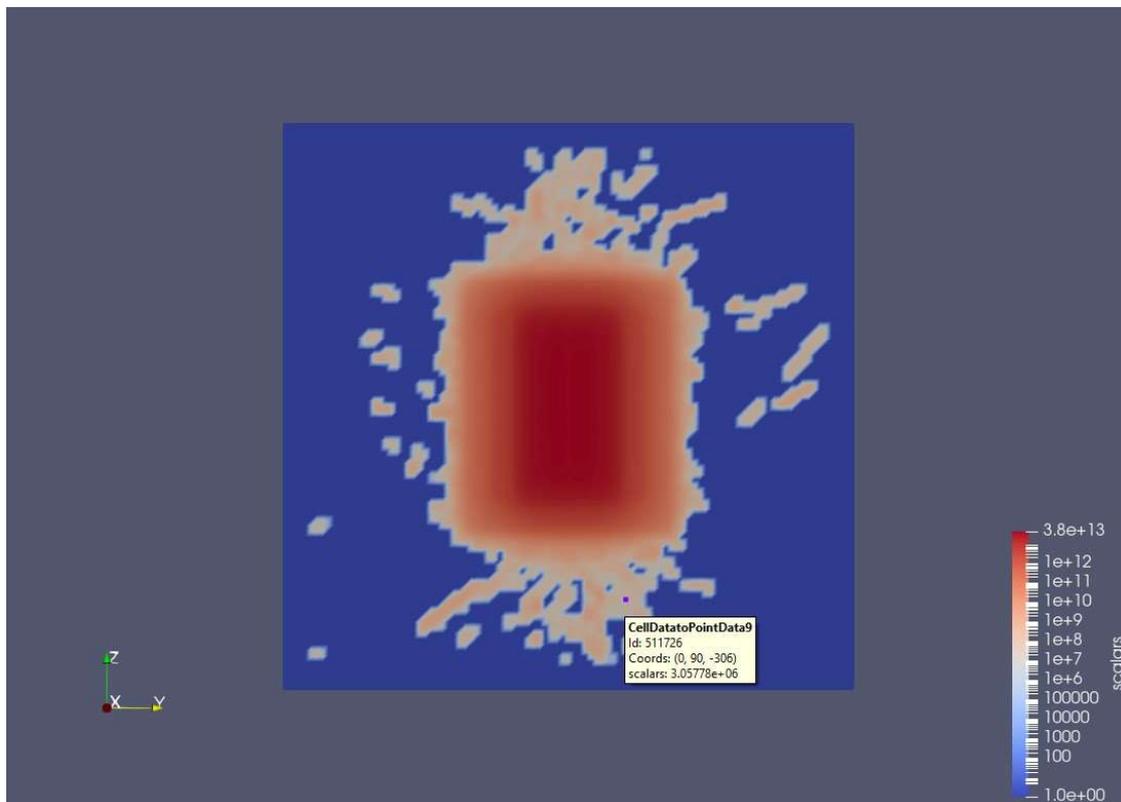


Figura 46 Tasa de dosis con blindaje de 50 cm de acero, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

Con el fin de mitigar este problema, se ha decidido inicialmente aplicar una técnica de reducción de varianza conocida como “Geometry Splitting”. Esta técnica se basa en actuar sobre las importancias de cada una de las celdas del problema en cuestión. Resumidamente, MCNP sigue a la partícula y según la partícula atraviesa una superficie delimitante de dos celdas observa las importancias de cada una de ellas y aplica la siguiente fracción de “Split/Roulette” I_2/I_1 , donde I_2 es la importancia de la celda a la que se está entrando e I_1 es la importancia de la celda que se deja. De esta forma, si $I_2 > I_1$ se produce un “Split”, ya que esa partícula se divide siguiendo la ratio mencionada con anterioridad (por ejemplo, si $\frac{I_2}{I_1} = 2,75$, la partícula se divide en 3 partículas con un 75 de probabilidad, y en 2 con un 25%), mientras que si $I_2 < I_1$, se produce “Roulette”, o lo que es lo mismo, la partícula sobrevive solo con una probabilidad igual a la ratio (por ejemplo, si $\frac{I_2}{I_1} = 0,6$, la partícula tiene un 60% de probabilidades de sobrevivir, y un 40% de ser destruida). Esta técnica, como puede observarse, permite multiplicar la población neutrónica en las celdas más alejadas de la fuente, permitiendo así una mayor recopilación de datos.

Sin embargo, tras haber aplicado esta técnica, se ha podido observar que el programa no puede soportar los valores tan elevados de importancia necesarios para que celda tras celda (se han añadido celdas sucesivas dentro de los blindajes con un espesor de 1 cm, menor al recorrido libre del neutrón, para poder multiplicar en un factor 2 en cada paso por nueva celda) la población neutrónica sufra “Split”, dando lugar a un error propio de un “overflow” de la pila, debido a la gran cantidad de datos.

Una vez que se ha llegado de nuevo a un camino sin salida, se ha decidido aplicar una nueva técnica de reducción de varianza conocida como “Weight Window”. La técnica de reducción de la varianza “Weight Window”, ajusta los pesos de las partículas a medida que cambian de energía y se desplazan por las distintas celdas de la geometría del problema. En cada celda, se especifica un límite inferior y un límite superior (definido como un múltiplo del límite inferior) y si una partícula que entra en una celda o una partícula creada en la celda tiene un peso superior al límite superior, la partícula se divide de forma que todas las partículas divididas estén dentro del límite superior. Sin embargo, si una partícula tiene un peso por debajo del límite inferior, se aplica la ya comentada “Roulette” para aumentar el peso de la partícula hasta que se encuentre dentro de la “Weight Window” o hasta que sea destruida. Esto, por lo tanto, permite también mediante energías aumentar la población neutrónica y por consiguiente, los datos en las zonas más externas del problema.

No obstante, un nuevo problema ha surgido, y es que el WWG (Weight Window Generator), necesario para obtener los valores mínimos de energía no es compatible con el uso de las fuentes en la superficie (recordando, se trata del uso de los comandos SSW y SSR, que permiten generar y leer fuentes equivalentes en superficies de forma que el problema pueda ser tratado de una forma óptima y con una menor necesidad de memoria). Es por esta razón, que se ha tenido que crear un caso particular en el que todo el proceso comentado con anterioridad de generación y lectura de fuentes superficiales ha sido sustituido por una fuente neutrónica cilíndrica con una generación de neutrones según el espectro de Watt. Esto, a su vez, nos servirá para generar un mapa de "Weight Windows", según se vaya observando cuantas de las partículas llegan a cada una de estas celdas. A continuación, este mapa de "Weight Window" se le aplicará al caso en el que la fuente está en la superficie hexagonal exterior. Este proceso ha de completarse 3 veces para evaluar los 3 siguientes casos de blindaje que se quieren estudiar, ya que cada uno de los mapas de "Weight Window" tiene en cuenta las diferentes capas de blindaje, al evaluar la población de partículas, siendo por consiguiente, el caso 3 el más restrictivo al contar con una mayor cantidad de blindaje, y por lo tanto, el que presumiblemente presentará una menor tasa de dosis.

# Caso	Acero	Polietileno borado	Plomo
1	30 cm	30 cm	20 cm
2	40 cm	30 cm	20 cm
3	50 cm	30 cm	20 cm

Los casos se presentan a continuación apreciándose una clara disminución de la dosis, que aunque aún se mantienen en valores altos, del orden de 10^3 para el menor de los casos, supone una reducción muy significativa desde el punto de partida del reactor desnudo con una tasa de dosis de $6,4 \cdot 10^{10}$.

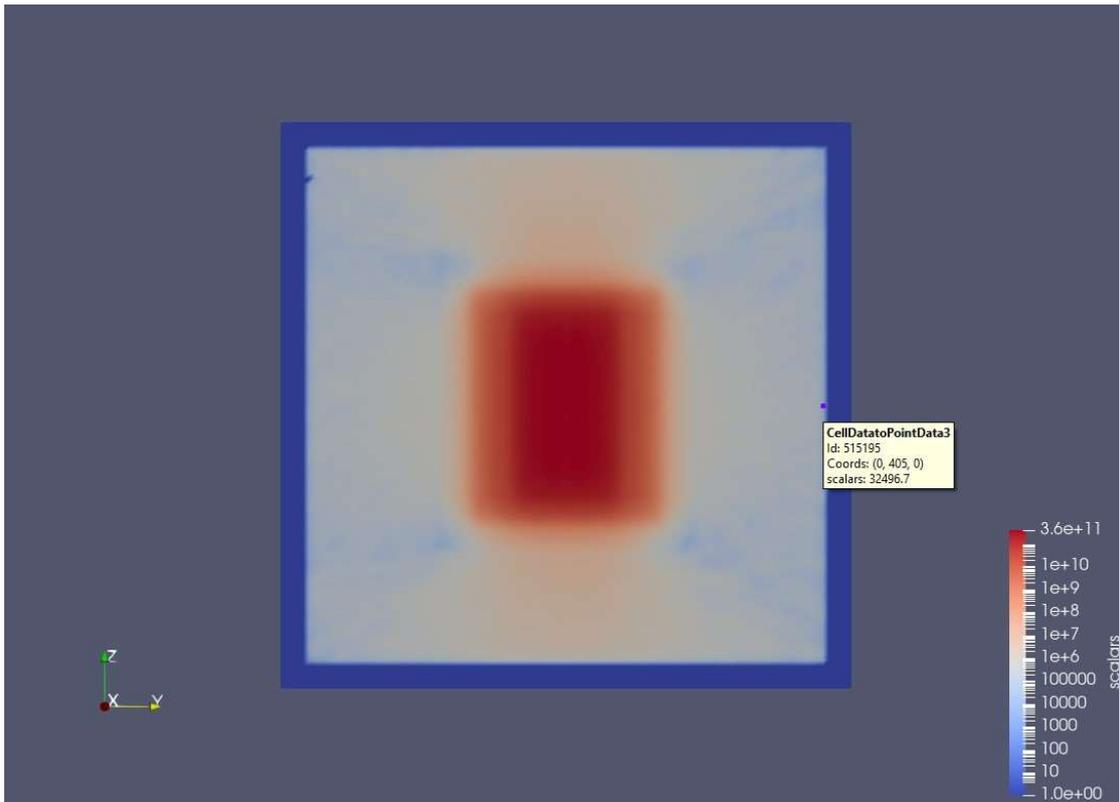


Figura 47 Tasa de dosis con blindaje de 30 cm de acero aplicando "Weight Windows", visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

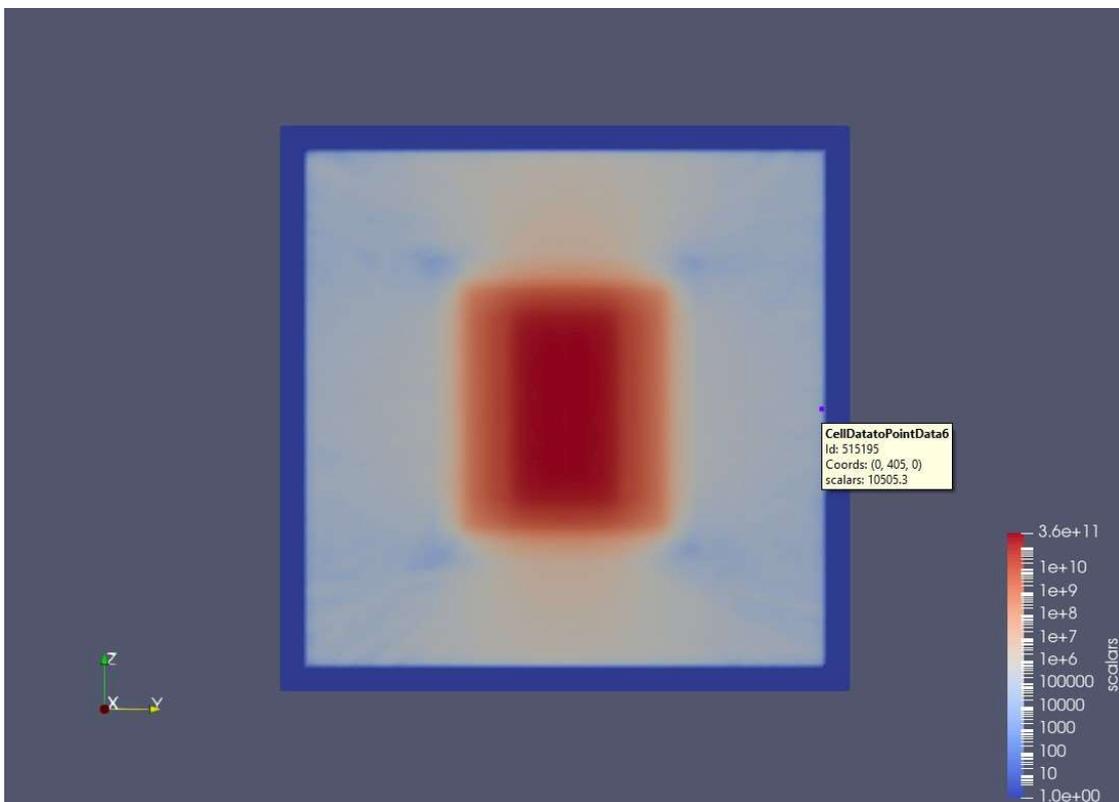


Figura 48 Tasa de dosis con blindaje de 40 cm de acero aplicando "Weight Windows", visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

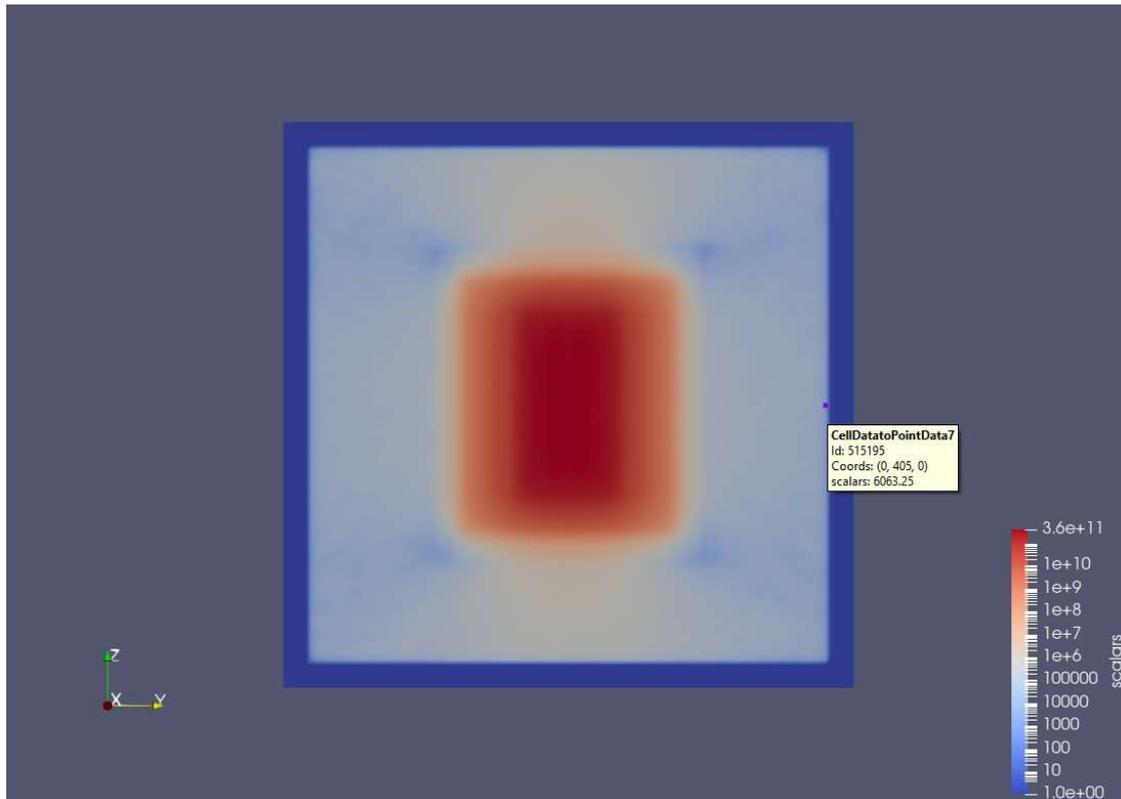


Figura 49 Tasa de dosis con blindaje de 50 cm de acero aplicando "Weight Windows", visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

Se presenta además en los tres casos (Figura 47 a Figura 49), el valor de un mismo punto extremo del eje Y como comparativa para el valor de tasa de dosis. Este valor varía desde 32496,7 pSv/s a 6063,25 pSv/s, pasando por 10505,3 pSv/s. Como ya se ha mencionado, estos números son altos pero se ha producido una reducción de 7 órdenes de magnitud en unas condiciones que no son las reales para el reactor, y es que en el real las distancias son mayores y por lo tanto esta tasa de dosis se vería reducida gracias a la ley del cuadrado de la distancia. También es necesario destacar que el blindaje ideado es muy sencillo y no está optimizado, y es que la generación de un blindaje para un reactor nuclear es un proceso que se basa en infinidad de iteraciones y ensayos de prueba y error para dar con el blindaje más seguro y a la vez único, ya que cada reactor junto con sus subsistemas cuenta con particularidades que los hacen únicos y por tanto, transforman la tarea de diseño de blindaje en prácticamente artesanía.

Es posible suponer por lo tanto, que con un aumento del polietileno borado que permitiese una reducción del número de neutrones termalizados, podrían conseguirse valores de dosis aceptables para los alrededores de un reactor (zona amarilla).

Además de esto, se estudia también la tasa de dosis asociada a los fotones. Esto se puede observar en las siguientes figuras (Figura 50 a Figura 52).

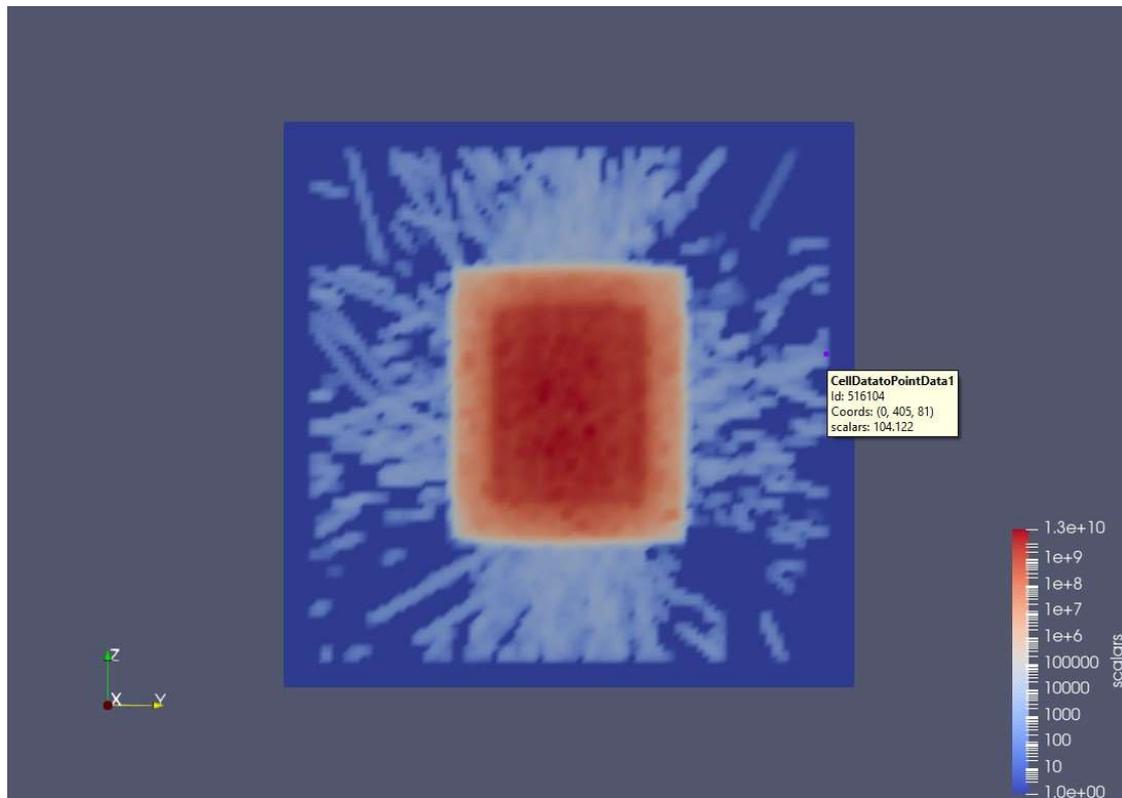


Figura 50 Tasa de dosis con blindaje de 30 cm de acero aplicando "Weight Windows" para fotones, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

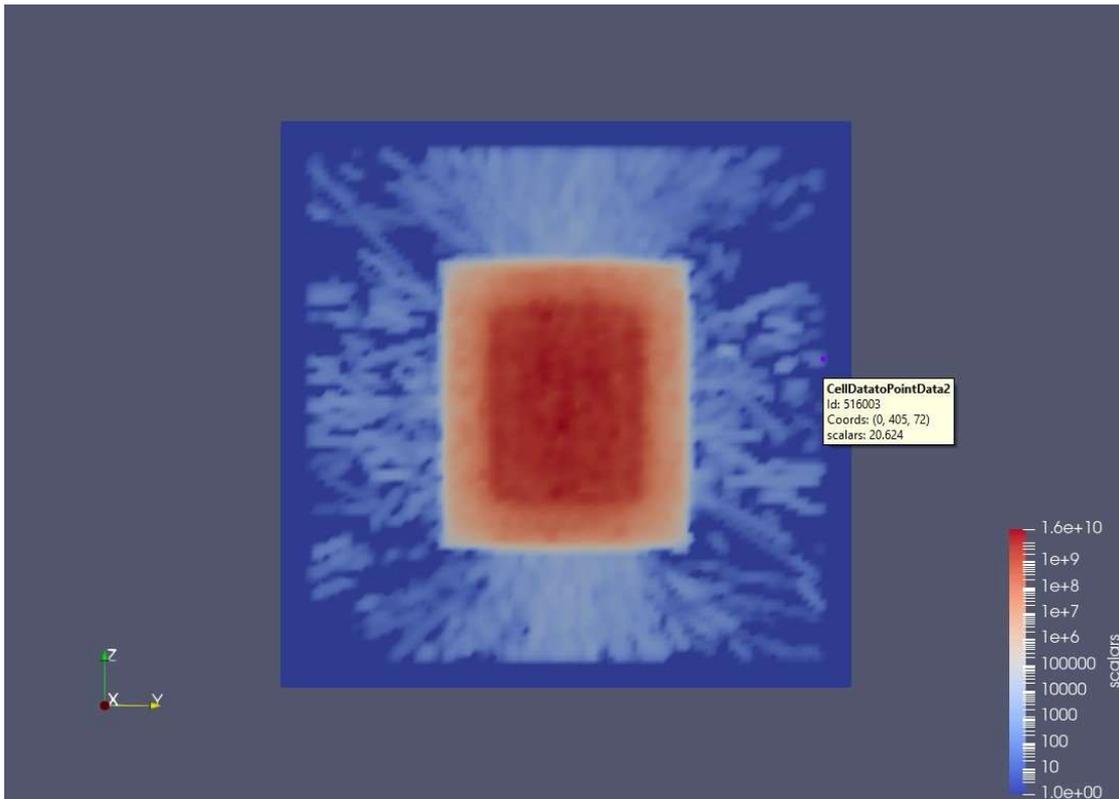


Figura 51 Tasa de dosis con blindaje de 40 cm de acero aplicando "Weight Windows" para fotones, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

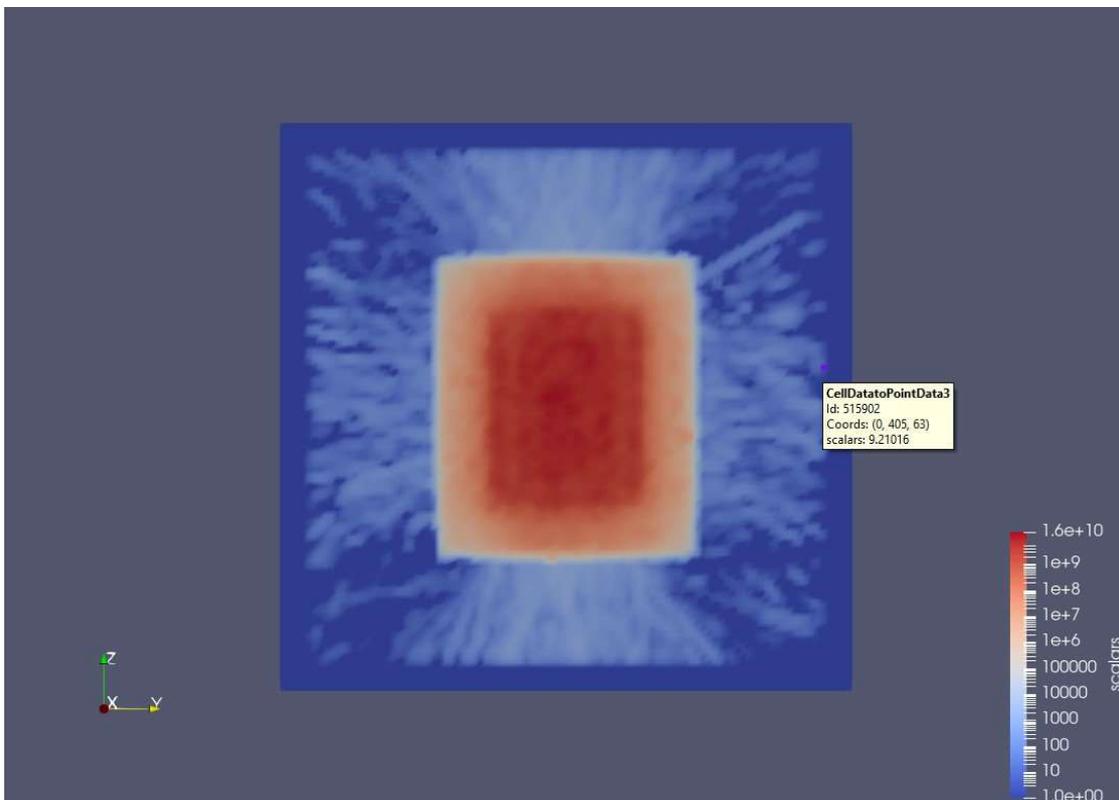


Figura 52 Tasa de dosis con blindaje de 50 cm de acero aplicando "Weight Windows" para fotones, visualizado en PARAVIEW (pSv/s) [Ref. Elaboración propia]

Para el caso de los fotones, se aprecia una gran reducción en la tasa de dosis, llegando a valores perfectamente seguros en el caso del blindaje de 50 cm de acero con un valor de 9,21 pSv/s.

Para finalizar, se incluye el error presente en los valores de tasa de dosis tanto para neutrones como para fotones. En la primera figura (Figura 53), se observa el error para el caso de los neutrones, que por norma general se mantiene entre un 10% y un 25%. Un mayor número de partículas lanzadas permitiría afinar estos valores.

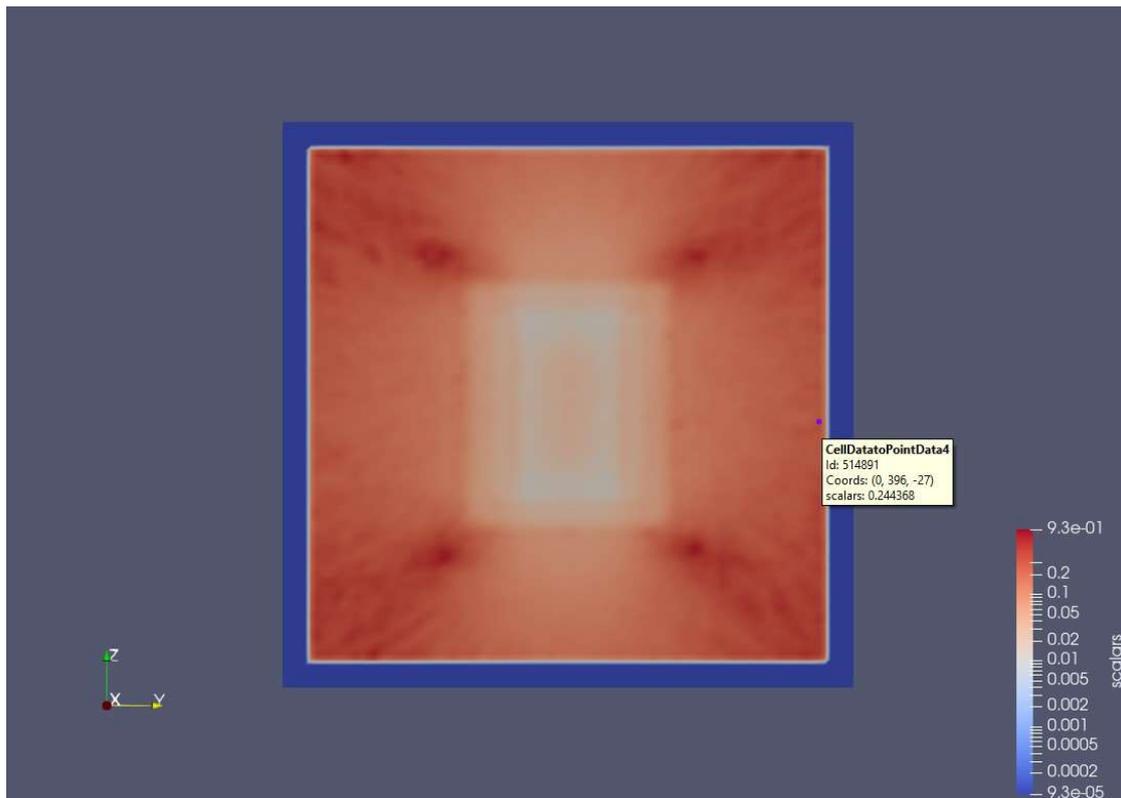


Figura 53 Error en la medida de tasa de dosis para el caso de 40 cm de blindaje de acero, visualizado en PARAVIEW (neutrones, %) [Ref. Elaboración propia]

En la segunda figura (Figura 53) se muestra el error para los fotones y en este caso este sí que es bastante superior, situándose entre el 25% y el 50%. Sin embargo, esto es algo normal, ya que siempre es esperable un mayor valor de error en fotones al ser generados por interacciones y no contar como tal con una fuente.

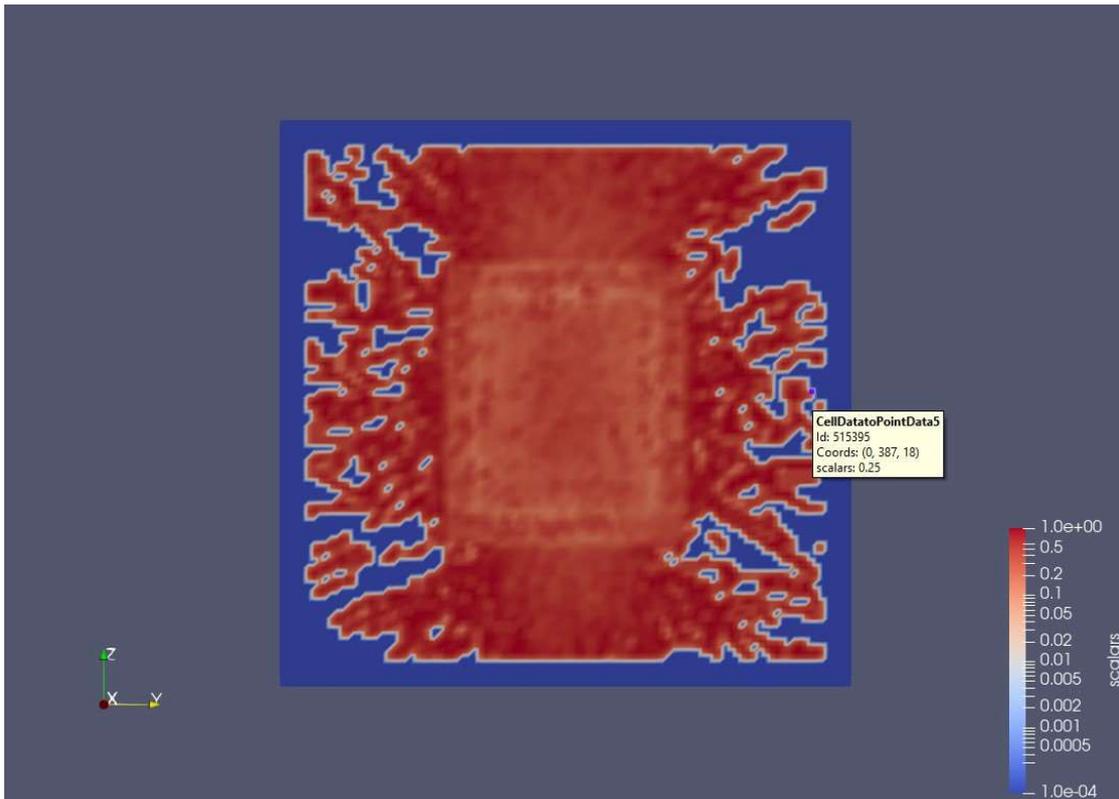


Figura 54 Error en la medida de tasa de dosis para el caso de 40 cm de blindaje de acero, visualizado en PARAVIEW (fotones, %) [Ref. Elaboración propia]

A modo de conclusión, se incluye una gráfica que muestra todo el proceso iterativo llevado a cabo para obtener esta reducción de la dosis a través de la aplicación de blindaje. De esta forma se puede apreciar de forma más clara el impacto que han ido teniendo las sucesivas consideraciones en el modelo, aproximándose cada vez más a la realidad.



Gráfico 4 Valor mínimo de tasa de dosis a lo largo de todas las iteraciones [Ref. Elaboración propia]

Tomando por consiguiente el caso más favorable de blindaje, es decir el que está compuesto por 50 cm de acero, 20 cm de polietileno borado y 20 cm de plomo, se procede a calcular el peso que tendría este blindaje. Para ello, han de calcularse los volúmenes de plomo, PET-BOR y acero teniendo en cuenta las superficies planteadas en MCNP. A continuación se presentan los cálculos.

$$\text{Volumen de plomo} = \frac{\pi * 4,2^2}{4} * 4,9 - \frac{\pi * 3,8^2}{4} * 4,5 = 16,8515 \text{ m}^3$$

$$\text{Volumen de PET - BOR} = \frac{\pi * 3,8^2}{4} * 4,5 - \frac{\pi * 3,2^2}{4} * 3,9 = 19,6695 \text{ m}^3$$

$$\text{Volumen de acero 440} = \frac{\pi * 3,2^2}{4} * 3,9 - \frac{\pi * 2,2^2}{4} * 2,9 = 20,3418 \text{ m}^3$$

Teniendo en cuenta además las densidades para los diferentes materiales, $\rho_{\text{plomo}} = 11350 \text{ kg/m}^3$, $\rho_{\text{PET-BOR}} = 1000 \text{ kg/m}^3$ y $\rho_{\text{acero 440}} = 7800 \text{ kg/m}^3$, se procede al cálculo del peso total del blindaje.

$$\begin{aligned} \text{Peso total del blindaje} &= 11350 * 16,8515 + 1000 * 19,6695 + 7800 * 20,3418 \\ &= 369600,065 \text{ kg} = 369,6 \text{ tonnes} \end{aligned}$$

Es decir, al peso propio del reactor, el cual aún es susceptible de variaciones se han de sumar otras 370 toneladas. Si se estudia [58], se puede observar que los pesos de los reactores varían desde los centenares a más del millar de toneladas y en muchos casos el blindaje puede pesar aún más que el reactor. Sin embargo, y como ya se ha comentado, sería necesario optimizar este blindaje para por un lado disminuir aún más la dosis, así como para reducir su peso, por ejemplo, colocando una mayor cantidad de polietileno borado para parar los neutrones debido a su baja densidad.

14. Conclusiones

A través de este trabajo, se ha podido observar de forma simplificada, y en muchos casos conservadora, todo el proceso de toma de decisión, iniciativa, estudio y cálculo que conlleva ya no solo este proyecto en particular, si no la implementación de cualquier mejora tecnológica en el mundo de hoy en día.

Se ha podido repasar la historia de la energía nuclear en el contexto marítimo y por qué actualmente se abren nuevos horizontes que la colocan en una situación muy favorable para un amplio despliegue. El alza de precios de los combustibles fósiles (rivales de la energía nuclear en el contexto energético) y la lucha contra el cambio climático se han convertido en dos de los mejores aliados así como en razones fundamentales para una nueva época dorada de la energía nuclear ya no solo en tierra, si no expandiéndose también con el objetivo de surcar los mares.

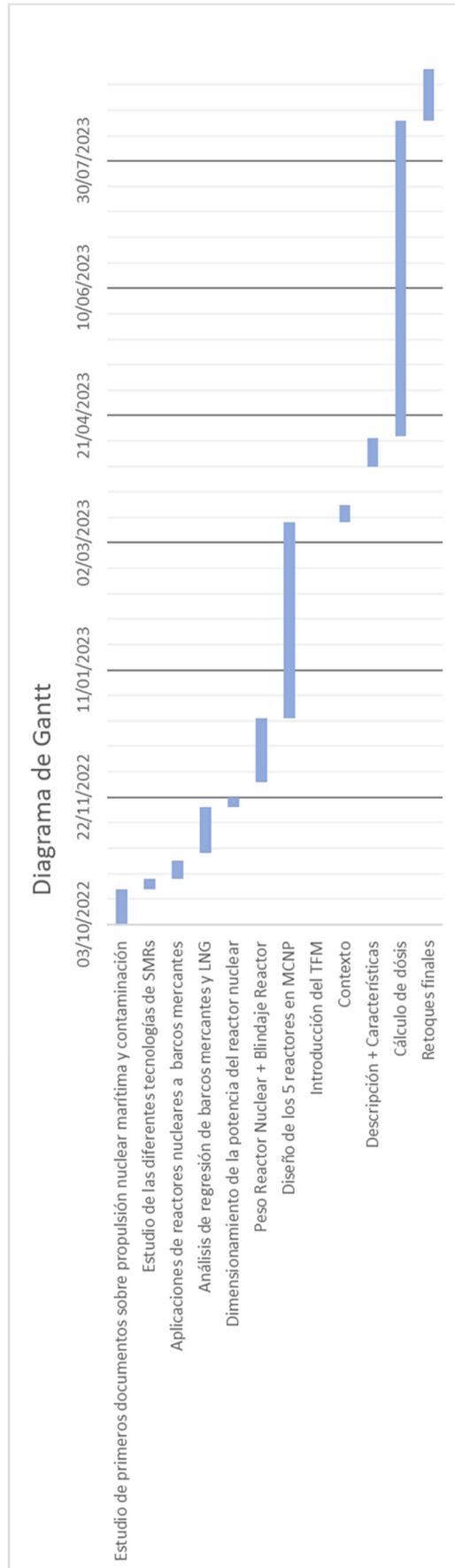
Sin embargo, todo este proceso ha de por supuesto, estar sustentado en un estudio de la propia viabilidad del proyecto. Para ello, ha sido necesario dimensionar en primer lugar la potencia necesaria que ha de ofrecer el reactor nuclear para sustituir a los motores de diésel o las turbinas de gas ampliamente utilizadas hoy en día por uno o varios reactores nucleares. Como es obvio, debido a la propia diversidad de la flota marina, y hasta que se formalice la elección del tamaño de embarcación óptimo, se ha ofrecido un rango de potencia válido, a partir de datos extraídos de embarcaciones tanto nucleares como no.

Esto, a su vez, ha permitido posteriormente mediante el proceso analítico jerárquico la elección/descarte de los modelos de reactores nucleares de nueva generación que no cumplieren con esa condición. No obstante, todo el proceso analítico jerárquico ha sido diseñado y contrastado para contener la mayor cantidad de información, criterios y subcriterios posible, de forma que el proceso subjetivo de elección pudiese realizarse con todas las justificaciones posible que lo dotasen de la objetividad necesaria.

Finalmente, se ha estudiado mediante el programa MCNP el blindaje necesario para el reactor MMR, cuya puntuación en el AHP ha sido la más alta. Para esto se ha llevado a cabo un complejo y tedioso proceso, dada la dificultad de un software técnico tan específico como MCNP, de desarrollo del núcleo del reactor. La gran cantidad de fuentes ha supuesto una gran complejidad en todo el proceso. Sin embargo, finalmente se han podido extraer resultados ciertamente conservadores que permiten vislumbrar la configuración de blindaje que podría

ser necesaria, asentando el camino del diseño del blindaje para que el reactor pueda operar con todas las garantías necesarias que aseguren la salud y seguridad de los trabajadores. También y como se preveía en los objetivos iniciales, se ha estimado el peso que el blindaje supondría para el reactor Micro Modular Reactor.

15. Diagrama de Gantt



16. Presupuesto

Para el cálculo del presupuesto necesario para la realización de este TFM se han llevado a cabo los siguientes cálculos:

Concepto	Unidades	Número de unidades	€ / Unidad		Coste
Horas de personal					
Director (César Hueso)	Hora	6	150	900 €	11280
Tutorización (Gilberto Villescas)	Hora	50	150	7500 €	
Alumno	Hora	480	6	2880 €	
Amortización					
Ordenadores	Días	45	0,7	32 €	2032 €
MCNP	Días	100	20	2000 €	
TOTAL					13312 €

Anexos

ANEXO I: Evolución de los precios de los combustibles más utilizados en el contexto marítimo



Gráfico 5 Evolución del precio de IFO 380 [Ref. shipbunker.com]

MGO



Gráfico 6 Evolución del precio de MGO [Ref. shipbunker.com]

VLSFO



Gráfico 7 Evolución del precio de VLSFO [Ref. shipbunker.com]

HFO (North West Europe)

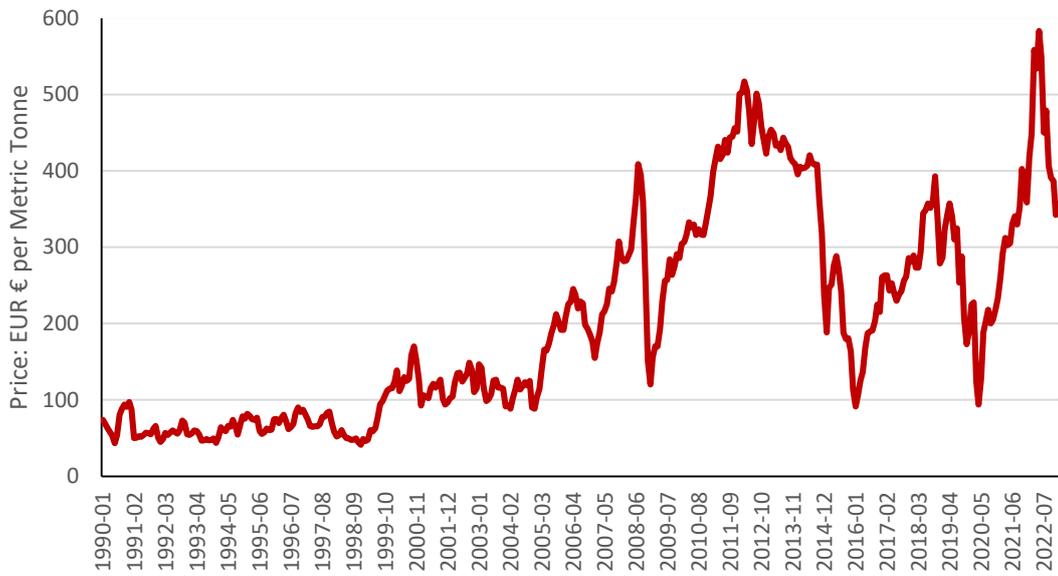


Gráfico 8 Evolución del precio de HFO [Ref. insee.fr]

NATURAL GAS TTF

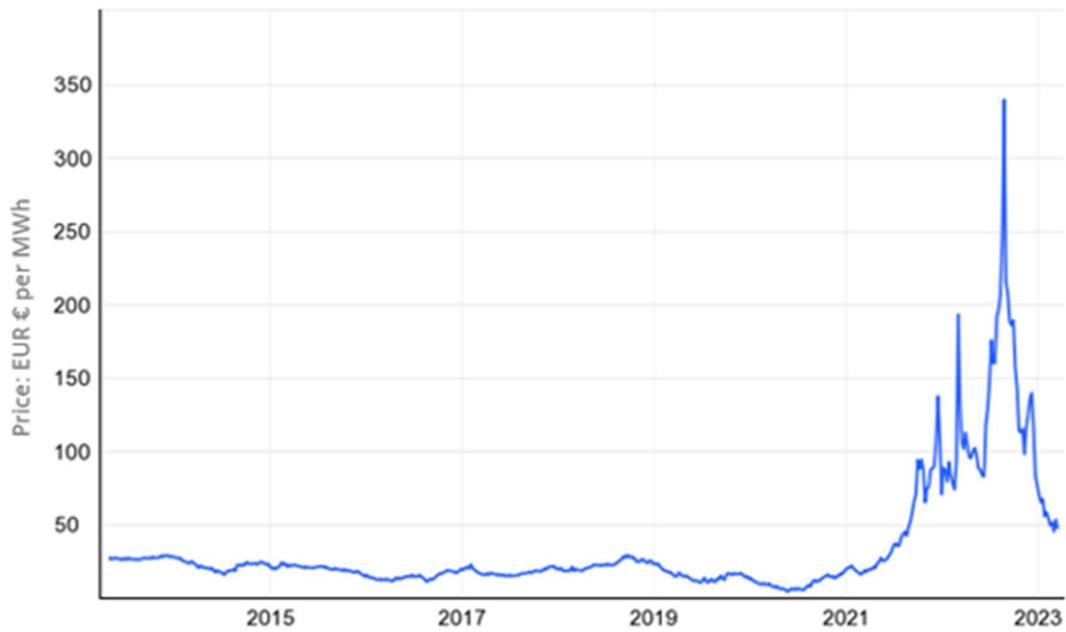


Gráfico 9 Evolución del precio del Gas Natural TTF [Ref. tradingeconomics.com]



ANEXO II: Flota de la compañía KNUTSEN para el transporte de LNG

Modelo	Eslora [m]	Manga [m]	Calado [m]	DWT [t]	GRT [t]	Velocidad [knots]	Potencia [MW]
Ravenna Knutsen	180,04	28,41	8,42	18433	27100	15,00	6,71
Traiano Knutsen	298,97	48,00	12,52	96354	1E+05	19,50	12,84
Adriano Knutsen	298,97	48,00	12,52	96354	1E+05	19,50	12,84
Rias Baixas Knutsen	298,97	48,00	12,52	96354	1E+05	19,50	12,84
La Mancha Knutsen	289,99	46,40	-	34873	1E+05	19,50	28,90
Rioja Knutsen	289,99	46,40	-	34873	1E+05	19,50	28,90
Sevilla Knutsen	290,00	45,80	11,95	97730	1E+05	19,50	20,25
Valencia Knutsen	290,00	45,80	11,95	97730	1E+05	19,50	20,25
Sestao Knutsen	284,40	42,50	11,95	77237	90814	19,50	28,00
Ribera del Duero Knutsen	290,00	45,80	11,95	97730	1E+05	19,50	20,25
Pioneer Knutsen	69,00	11,80	3,50	817	1687	14,00	3,10
Iberica Knutsen	277,00	43,40	11,40	77541	93915	19,50	26,79
Cadiz Knutsen	284,40	42,50	11,40	77237	90835	19,50	28,00
Bilbao Knutsen	284,40	42,50	11,40	77237	90835	19,50	28,00
Barcelona Knutsen	290,00	45,80	11,95	97730	1E+05	19,50	20,25
							Desplazamiento estándar [t]
							93450
							93450



ANEXO III: Embarcaciones de propulsión nuclear

Nombre	Tipo	País	Pot. Térmica [MWt]	Pot. Eje [MW]	Velocidad [knots]	Desplazamiento [t]	Rendimiento en eje [%]	Redondeo Rendimiento [%]
Otto Hahn	Barco Mercante	Alemania	36,00	8,00	17,00	25000	22,22%	22,00%
50 Let Pobedy	Rompehielos	USSR/Rusia	942,00	54,00	18,00	25000	15,79%	16,00%
Charles de Gaulle	Portaaviones	Francia	300,00	56,00	27,00	40600	18,67%	19,00%
Zvezda	Rompehielos	USSR/Rusia	778,00	120,00	24,00	69700	15,42%	15,00%
Ural	Buque de mando y control	USSR/Rusia	342,00	103,00	22,00	32780	30,12%	30,00%
NS Savannah	Barco Mercante	USA	70,00	15,00	21,00	16200	21,43%	21,00%
Kirov	Destructor	USSR/Rusia	600,00	88,00	32,00	23750	14,67%	15,00%
Le Triomphant	Submarino	Francia	150,00	30,50	25,00	14335	20,33%	20,00%
K-317 Pantera	Submarino	USSR/Rusia	190,00	31,60	30,00	12770	16,63%	17,00%
Danil Moskovsky	Submarino	USSR/Rusia	160,00	22,80	31,00	7250	14,25%	14,00%
K-152 Nerpa	Submarino	USSR/Rusia	190,00	31,60	35,00	12770	16,63%	17,00%
K-335 Gepard	Submarino	USSR/Rusia	190,00	36,77	35,00	13800	19,35%	19,00%
Lenin	Rompehielos	USSR/Rusia	270,00	32,40	18,00	16000	12,00%	12,00%
Arktika	Rompehielos	USSR/Rusia	397,20	54,00	18,00	23000	13,60%	14,00%
Sibir	Rompehielos	USSR/Rusia	422,00	60,00	22,00	25540	14,22%	14,00%
Mutsu	Barco Mercante	Japón	36,00	7,30	17,00	11000	20,28%	20,00%
Sevmorput	Barco Mercante	USSR/Rusia	135,00	29,50	21,00	61000	21,85%	22,00%
Ohio	Submarino	USA	185,00	26,50	20,00	19050	14,32%	14,00%
Taymyr	Rompehielos	USSR/Rusia	207,80	36,00	18,50	21000	17,32%	17,00%
Los Angeles (Núcleo 1)	Submarino	USA	150,00	22,00	31,00	6927	14,67%	15,00%
Los Angeles (Núcleo 2)	Submarino	USA	165,00	25,00	31,00	6927	15,15%	15,00%
Seawolf	Submarino	USA	220,00	34,00	35,00	9142	15,45%	15,00%
Virginia	Submarino	USA	210,00	30,00	25,00	7800	14,29%	14,00%
Nimitz	Portaaviones	USA	1100,00	194,00	30,00	102000	17,64%	18,00%
Gerald R. Ford	Portaaviones	USA	1400,00	520,00	30,00	100000	37,14%	37,00%
Trafalgar	Submarino	USA	78,00	11,00	30,00	5208	14,10%	14,00%
Vanguard	Submarino	USA	130,00	20,50	25,00	15618	15,77%	16,00%
Han	Submarino	China	58,00	8,20	25,00	5500	14,14%	14,00%
Shang	Submarino	China	150,00	22,30	30,00	7000	14,87%	15,00%
CLWR-B1	Submarino	India	83,00	11,90	24,00	6000	14,34%	14,00%
Alfa	Submarino	USSR/Rusia	155,00	30,00	41,00	3200	19,35%	19,00%
MODA							14,00%	14,00%
Media							17,55%	17,55%
% Militar							66,67%	66,67%



ANEXO IV: Cargueros de LNG con propulsión por turbina de gas o diésel

Nombre	Potencia Instalada [MW]	Desplazamiento [t]	Desplazamiento en rosca [t]	Speed [knots]
Golar Frost	39,90	112216,00	30211	19,50
Epic Susak	4,17	12932,00	4830	14,50
Gaslog Salem	39,90	112089,70	29608	19,50
Prism Agility	27,40	133516,00	-	19,00
Global Energy	30,90	110000,00	34500	15,00
Eco Nebula	9,48	41173,00	11637	16,40
Ethane Opal	12,00	78648,90	19539	16,00
Epic Sunter	5,22	14181,00	2940	15,00
Epic Boracay	4,90	10173,42	3654	15,00
Flex Endeavour	23,90	131178,00	35375	15,00
Hellas Apollo	9,58	60014,00	15563	14,00
Woodside Rees Withers	30,94	131225,60	34500	15,30
SM Seahawk	24,10	110000,00	34800	15,00
Gaslog Glasgow	37,10	122276,31	34930	15,00
Genesis River	11,27	72883,00	-	16,80
Epic Susui	4,17	12932,00	-	14,50
Fuwairit	29,05	104018,90	29920	19,00
Ethane Emerald	12,80	78648,90	19510	16,00
Flex Constellation	30,94	131178,00	-	15,00
Pan Americas	39,40	125095,00	36482	19,50
Corsair	12,40	73730,00	19406	16,80
Diamond Gas Rose	14,92	132029,00	-	19,50
Maran Gas Vergina	30,94	131228,00	36034	15,30
Amberjack LNG	27,41	127753,00	-	19,00
Gaz Horizon	3,87	10173,42	-	15,00
Ethane Pearl	12,80	78648,90	-	16,00
Eco Dominator	3,51	9475,70	3614	14,80
Formosagas Crystal	5,96	15970,00	8073	16,00
Gas Laura	3,40	6852,00	2539	14,50
Maran Gas Delphi	34,20	122869,60	33199	19,50
Aamira	32,13	178578,90	48553	19,00
Flex Enterprise	23,90	131178,00	35375	15,00
Flex Courageous	30,94	131178,00	-	15,00
Golar Arctic	23,83	104999,00	-	19,50
Golar Bear	39,90	112216,00	30211	19,50
Epic St. Thomas	2,75	7722,00	-	13,80
Epic Shikoku	5,22	14181,00	2940	15,00
Epic Salina	5,22	14181,00	2940	15,00
Epic Sentosa	5,22	14181,00	2940	15,00
Epic Sardinia	5,22	14181,00	2940	15,00
Epic Samos	5,22	14181,00	2940	15,00

TFM: Estudio de la viabilidad técnica de un reactor nuclear para su implementación en barcos mercantes

Nombre	Potencia Instalada [MW]	Desplazamiento [t]	Desplazamiento en rosca [t]	Speed [knots]
Epic Sula	4,43	14181,00	5192	15,00
Epic Sicily	4,17	12932,00	4830	14,50
Epic Baluan	2,75	8659,00	-	14,50
Epic Borinquen	2,75	10848,00	-	13,80
Epic St. Croix	2,75	7722,00	-	13,80
Epic Bonaire	2,75	10848,00	-	13,80
Epic Greece	37,10	122276,31	34930	15,00
Epic Singapore	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Seattle	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Sydney	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Saratoga	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Geneva	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Shangai	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Santiago	39,90	112089,70	29608	19,50
Epic Genoa	27,41	123483,70	-	15,00
Epic Gibraltar	39,00	122276,00	-	15,00
Gaslog Greece	37,10	122276,31	34930	15,00
Gaslog Singapore	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Seattle	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Sydney	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Saratoga	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Geneva	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Shangai	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Santiago	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Savannah	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Skagen	39,90	112089,70	29608	19,50
Gaslog Genoa	27,41	123483,70	-	15,00
Gaslog Gibraltar	39,00	122276,00	-	15,00
Gaslog Gladstone	27,41	123483,70	-	15,00
Hellas Sparta	12,40	73706,00	19327	16,80
Hellas Eagle	9,58	60014,00	15563	14,00
Eco Czar	2,85	8451,00	3250	14,60
Eco Nemesis	2,85	8451,00	3250	14,60
Eco Royalty	2,50	6234,00	-	13,50
Eco Elysium	2,50	6234,00	-	13,50
Eco Corsair	2,50	6234,00	-	13,50
Hyundai Ecopia	14,63	100500,00	31100	20,30
LNG Juno	14,92	137012,00	-	19,50
Seri Camar	23,91	120246,00	-	20,00
Al Dafna	32,13	178578,90	48422	19,00



Bibliografía

- [1] “Review of Maritime Transport 2022 | UNCTAD.” <https://unctad.org/rmt2022> (accessed May 01, 2023).
- [2] United Nations, *REVIEW OF MARITIME TRANSPORT 2022: Navigating stormy waters*.
- [3] “Emissions-free sailing is full steam ahead for ocean-going shipping | Research and Innovation.” <https://ec.europa.eu/research-and-innovation/en/horizon-magazine/emissions-free-sailing-full-steam-ahead-ocean-going-shipping> (accessed May 01, 2023).
- [4] J. A. Oliveira, “NS Savannah, el carguero nuclear de los Estados Unidos,” *Va de Barcos*, Jan. 21, 2017.
- [5] M. Adachi, R. Matsuo, S. Fujikawa, and T. Nomura, “The Decommissioning Plan of the Nuclear Ship MUTSU,” *JAERI*.
- [6] “Technische Daten zum Nuklearschiff Otto Hahn.” <https://web.archive.org/web/20090614201240/http://www.philatel.net/Otto-Hahn/data.html> (accessed Mar. 13, 2023).
- [7] “Global Marine Fuel Trends 2030.”
- [8] “Why Did The NS Savannah Fail? Can She Really be Called a Failure? - Atomic Insights.” <https://atomicinsights.com/cover-story-why-did-savannah-fail/> (accessed Mar. 13, 2023).
- [9] “¿Qué es el TTF? El gran mercado del gas mundial- El Periódico de la Energía.” <https://elperiodicodelaenergia.com/que-es-el-ttf-el-gran-mercado-del-gas-mundial/> (accessed Mar. 14, 2023).
- [10] “Mientras Alemania anuncia el cierre de centros nucleares, Italia decidió abrirlos nuevamente.” https://www.clarin.com/mundo/Alemania-anuncio-cierre-centrales-nucleares_0_rJzEJmHTwmg.html (accessed May 02, 2023).
- [11] “Merkel suspende el plan para alargar la vida de las centrales nucleares en Alemania | Internacional | EL PAÍS.” https://elpais.com/internacional/2011/03/14/actualidad/1300057211_850215.html (accessed May 02, 2023).
- [12] “Alemania apaga sus últimas centrales nucleares en plena crisis energética | Economía | EL PAÍS.” <https://elpais.com/economia/2023-04-15/alemania-apaga-sus-ultimas-centrales-nucleares-en-plena-crisis-energetica.html> (accessed May 02, 2023).
- [13] Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR), “CHERNÓBIL-FUKUSHIMA COMPARATIVA.” [Online]. Available: <http://www.sfrp.asso.fr/manifestations/manifestations/>
- [14] United Nations, “UNSCEAR 2013 Report Volume I.”

- [15] International Atomic Energy Agency., *The Fukushima Daiichi Accident*. International Atomic Energy Agency, 2015.
- [16] P. Balcombe *et al.*, “How to decarbonise international shipping: Options for fuels, technologies and policies,” Elsevier Ltd, Feb. 2019. doi: 10.1016/j.enconman.2018.12.080.
- [17] Foro Nuclear, “¿Cuánto tiempo puede llevar el licenciamiento y burocracia para la construcción de una nueva central nuclear? - Foro Nuclear.” <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/preguntas-y-respuestas/sobre-energia-nuclear/cuanto-tiempo-puede-llevar-el-licenciamiento-y-burocracia-para-la-construccion-de-una-nueva-central-nuclear/> (accessed May 02, 2023).
- [18] Knutsen OAS, “Full fleet overview - Knutsen.” <https://knutsenoas.com/fleet/> (accessed Oct. 25, 2022).
- [19] gnlm, “List of LNG vessels registered”.
- [20] JAMSTEC, “MIRAI-Research Vessels and Vehicles-Research Vessels, Facilities and Equipment-About Us.” <https://www.jamstec.go.jp/e/about/equipment/ships/mirai.html> (accessed Nov. 14, 2022).
- [21] P. L. Ø. Ole Reistad, “Russian nuclear power plants for marine applications.”
- [22] Marine MAN Ltd ®, “Marine MAN Ltd ® – Crewing Services Provider.” <https://ships.jobmarineman.com/> (accessed Oct. 28, 2022).
- [23] “ABS RECORD, the online database for ABS vessel records, lists all vessels and offshore installations in class with ABS, including class notations.” <https://www.eagle.org/portal/#/absrecord/search> (accessed Oct. 28, 2022).
- [24] T. Takaishi, A. Numata, R. Nakano, and K. Sakaguchi, “Approach to High Efficiency Diesel and Gas Engines,” *Mitsubishi Heavy Industries Review*, pp. 21–24.
- [25] MAN Diesel & Turbo, “Two-stroke Low Speed Diesel Engines for Independent Power Producers and Captive Power Plants.” Report MAN, pp. 5510–5567.
- [26] M. Mosleh, A. Banawan, W. M. El-Maghlany, and A. Gomaa, “PARAMETRIC STUDY OF MARINE STEAM TURBINE PLANTS,” *ERJ. Engineering Research Journal*, pp. 373–381.
- [27] Fundación de la Universidad de Oviedo Grupo de Investigación del Transporte Marítimo, *Consumo de energía y emisiones asociadas al transporte por barco*. Grupo Gestor del Proyecto EnerTrans, 2009.
- [28] G. de Melo and I. Echevarrieta, “Resizing study of main and auxiliary engines of the container vessels and their contribution to the reduction of fuel consumption and GHG.”
- [29] G. de Melo and I. Echevarrieta, “RESIZING STUDY OF MAIN AND AUXILIARY ENGINES OF THE TANKER VESSELS AND THEIR CONTRIBUTION TO THE REDUCTION OF FUEL CONSUMPTION AND GHG.”

- [30] “TECNOLOGIA MARITIMA: LNG Iberica Knutsen.” <https://tecnologia-maritima.blogspot.com/2014/08/lng-iberica-knutsen.html?m=1> (accessed Nov. 22, 2022).
- [31] “ARIS - Technical Data.” <https://aris.iaea.org/sites/overview.html> (accessed Mar. 16, 2023).
- [32] IAEA, “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2022 Edition.” [Online]. Available: <http://aris.iaea.org>
- [33] USNC, “usnc.com.”
- [34] M. Mitchell, “USNC Micro Modular Reactor-Project and Fuel,” 2020.
- [35] “NGNP Fuel Qualification White Paper,” 2010.
- [36] “Modular HTGR Safety Basis and Approach,” 2011. [Online]. Available: <http://www.inl.gov>
- [37] “Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems,” 2014.
- [38] “The Sealer – Leadcold.” <https://leadcold.com/the-sealer/> (accessed Apr. 18, 2023).
- [39] “About Us – Leadcold.” <https://leadcold.com/about-us/> (accessed Apr. 18, 2023).
- [40] M. M. Authman, “Use of Fish as Bio-indicator of the Effects of Heavy Metals Pollution,” *J Aquac Res Dev*, vol. 06, no. 04, 2015, doi: 10.4172/2155-9546.1000328.
- [41] “Stable Salt Reactor-Uranium (SSR-U) Technical description A flexible, scalable and simple advanced modular reactor delivering low-cost, clean energy for electricity and high-temperature heat for industry,” 2022. [Online]. Available: www.moltenergy.com
- [42] J. Soravilla, S. Martínez, O. Larrosa, D. Taylor, G. Anderson, and R. O’sullivan, “GRIDRESERVE, TECHNICAL FEASIBILITY AND ECONOMICS OF A HYBRID SMALL MODULAR REACTOR AND THERMAL ENERGY STORAGE TO ENABLE NUCLEAR AS PEAKING PLANT.” [Online]. Available: <https://www.moltenergy.com/>
- [43] “USNC Micro Modular Reactor (MMR™ Block 1) Technical Information,” 2021.
- [44] “Status Report-SSR-U.”
- [45] “Alfa Class - Project 705.” <https://web.archive.org/web/20070406030503/http://www.fas.org/man/dod-101/sys/ship/row/rus/705.htm> (accessed Apr. 19, 2023).
- [46] “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2022 Edition.” [Online]. Available: <http://aris.iaea.org>
- [47] “Rosatom Starts The Construction Of Brest-OD-300 Fast Neutron Reactor.” <https://www.euronuclear.org/news/rosatom-starts-brest-300-construction/> (accessed Apr. 19, 2023).

- [48] “Leadcold is exploring whether to build Sweden’s next research reactor in Studsvik – Leadcold.” <https://leadcold.com/2023/03/03/leadcold-is-exploring-the-option-to-build-swedens-next-research-reactor-in-studsvik/> (accessed Apr. 19, 2023).
- [49] “LeadCold - Crunchbase Company Profile & Funding.” <https://www.crunchbase.com/organization/leadcold> (accessed Apr. 19, 2023).
- [50] “Proceso Analítico Jerárquico (Analytic Hierarchy Process, AHP) – El blog de Víctor Yepes.” <https://victoryepes.blogs.upv.es/2018/11/27/proceso-analitico-jerarquico-ahp/> (accessed Apr. 23, 2023).
- [51] E. H. Forman and S. I. Gass, “The Analytic Hierarchy Process: An Exposition.”
- [52] R. D. F. S. M. Russo and R. Camanho, “Criteria in AHP: A systematic review of literature,” in *Procedia Computer Science*, Elsevier B.V., 2015, pp. 1123–1132. doi: 10.1016/j.procs.2015.07.081.
- [53] Martín Sara, “Trabajo de Fin de Máster”.
- [54] F. A. Paker, C. Alppay, and B. Sertyeşilişik, “Use of the AHP Methodology in Vehicle Design Process Dynamics: Determination of the Most Effective Concept Phases for the New Automotive Product,” *J Transp Technol*, vol. 08, no. 04, pp. 312–330, 2018, doi: 10.4236/jtts.2018.84017.
- [55] C. De and F. Neutrónico, “INSTITUTO POLITÉCNICO NACIONAL ESCUELA SUPERIOR DE FÍSICA Y MATEMÁTICAS.”
- [56] L. A. Ali Saleem Ansari Q D Shami Masood Iqbal, “NEUTRON FLUX MEASUREMENTS IN THE FULL POWER LEU CORE OF PARR-1,” 1994.
- [57] Â, “International conference on creep and fatigue in elevated temperature applications Philadelphia DESIGN BASIS FOR CREEP OF ZIRCONIUM ALLOY COMPONENTS IN A FAST NEUTRON FLUX.”
- [58] “ARIS - Technical Data.” <https://aris.iaea.org/sites/RPV.html> (accessed Sep. 14, 2023).