

# MÁSTER UNIVERSITARIO EN INGENIERÍA NUCLEAR Y RADIOLÓGICA

## TRABAJO FIN DE MÁSTER

### *ESTUDIO DE VIABILIDAD PARA EL EMPLEO DEL REACTOR NUWARD EN LA PROPULSIÓN DE BARCOS MERCANTES*



**Estudiante:** Bilbao Cacho, Sergio

**Director/Directora:** Hueso Ordóñez, Cesar

**Curso:** 2022 - 2023

**Fecha:** Bilbao, 04/08/2023

## Resumen trilingüe

### Castellano

En este estudio de viabilidad técnica, se ha evaluado el potencial del reactor Nuward, un diseño SMR en fase conceptual, para la propulsión de barcos mercantes de gran tamaño. Utilizando el método Monte Carlo mediante el modelo MCNP, se ha investigado la composición isotópica del núcleo del reactor y se han realizado estudios radiológicos para analizar el flujo de neutrones y fotones en el exterior de la camisa de presión. A través de hipótesis simplificadoras y basándose en diseños similares y estudios previos, se han estimado variables críticas faltantes. Asimismo, se ha llevado a cabo un estudio comparativo, evaluando la potencia del Nuward frente a otros reactores marinos y la relación que guarda con otros parámetros de diseño. Los resultados destacan el potencial del Nuward para incrementar la velocidad, reducir el volumen de la planta de propulsión, aumentar la potencia específica, disminuir los tiempos de transporte y eliminar las emisiones contaminantes, señalando su viabilidad como una opción sostenible y eficiente para la industria naviera.

### English

In this study of technical feasibility, the potential of the Nuward reactor, a conceptual SMR design, has been evaluated for the propulsion of large-sized merchant ships. Using the Monte Carlo method with the MCNP model, the isotopic composition of the reactor core has been investigated, and radiological studies have been conducted to analyze the neutron and photon flux on the outer pressure vessel. Through simplifying assumptions and based on similar designs and previous studies, critical missing variables have been estimated. Additionally, a comparative study has been carried out, evaluating Nuward's power output against other marine reactors and its relationship with other design parameters. The results highlight Nuward's potential to increase speed, reduce the volume of the propulsion plant, raise specific power output, decrease transportation times, and eliminate harmful emissions, indicating its viability as a sustainable and efficient option for the shipping industry.

### Euskara

Bideragarritasun teknikoko azterketa honetan, Nuward errektoreak, kontzeptu fasean dagoen SMR diseinua, merkataritza-ontzi handien propulsiarako duen potentziala ebaluatu da. Monte Carlo metodoa erabiliz, MCNP ereduaren bidez, errektorearen nukleoaren konposizio isotopikoa ikertu da eta azterketa erradiologikoak egin dira presio-jakatik kanpo neutroi eta fotoien fluxua aztertzeko. Hipotesi sinplifikatzaileen bidez eta antzeko diseinuetan eta aurreko ikerketetan oinarrituta, falta diren aldagai kritikoak estimatu dira. Era berean, azterketa konparatiboa egin da, Nuward-ek beste itsas errektore batzuekin alderatuta duen potentzia eta beste diseinu-parametro batzuekin duen erlazioa ebaluatuz. Emaitez nabarmentzen dute Nuward-ek abiadura handitzeko, propulsioplantaren bolumena murrizteko, potentzia espezifiko handitzeko, garraio-denborak murrizteko eta isuri kutsagarriak ezabatze duen potentziala, ontzigintzaren industriarako aukera jasagarri eta eraginkor gisa duen bideragarritasuna adieraziz.

## Contenido

1. Contexto .....	9
2. Evolución de la energía nuclear .....	10
2.1. Origen .....	10
2.2. Situación actual en el mundo .....	11
3. Propulsión nuclear marina .....	13
3.1. Nacimiento .....	13
3.2. Operación básica de un reactor marino.....	14
3.3. Diferencias respecto de las plantas de generación eléctrica .....	15
3.4. Panorama actual y proyección futura .....	16
3.5. Sistemas de propulsión nucleares militares.....	18
3.6. HEU.....	22
3.6. Embarcaciones civiles nucleares .....	24
3.6.1. NS Savannah.....	24
3.6.2. NS Otto Hahn.....	28
3.6.3. NS Mutsu .....	31
3.7. Rompehielos rusos .....	34
3.7.1. OK-150.....	35
3.7.2. OK-900.....	37
3.7.3. KLT-40.....	38
3.7.4. RITM-200 .....	41
3.8. Centrales nucleares flotantes.....	43
4. Small Modular Reactors .....	52
4.1. SMRs de agua ligera .....	53
4.2. SMRs de gas a alta temperatura .....	54
4.3. SMRs de espectro neutrónico rápido.....	55
4.4. Micro-SMRs .....	55
4.5. SMRs de sales fundidas .....	56
5. Nuward.....	56
5.1. Sistema de Suministro de Vapor .....	57
5.2. Blindajes y contención .....	59
5.3. Generadores de vapor.....	59
5.4. Circuitos primario y secundario .....	62
5.5. Sistemas de seguridad y gestión de accidentes .....	63

5.6. Peso de la planta de potencia .....	64
6. Modelaje del núcleo Nuward con MCNP5 .....	67
6.1. Barras de combustible.....	67
6.2. Barras de control .....	68
6.3. Estudio de criticidad .....	70
6.4. Estudio radiológico.....	72
7. Estudio comparativo .....	77
8. Conclusiones.....	81
ANEXO I: DISEÑOS SMR A NIVEL GLOBAL .....	84
ANEXO II: PARÁMETROS DE DISEÑO DE DIFERENTES BUQUES DE SUPERFICIE NUCLEARES.....	85
ANEXO III: PARÁMETROS DE LOS PORTACONTENEDORES MÁS RELEVANTES Y DE SUS MOTORES TÉRMICOS.....	86

## Lista de tablas, figuras y acrónimos

### Tablas

Tabla 1: Clases de embarcaciones y otras aplicaciones nucleares marinas.

Tabla 2: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor del NS Savannah.

Tabla 3: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor del NS Otto Hahn<sup>[19]</sup>.

Tabla 4: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor del NS Mutsu.

Tabla 5: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor KLT-40.

Tabla 6: Parámetros de los reactores marinos desarrollados por CNNC.

Tabla 7: Parámetros generales del ACPR50S.

Tabla 8: SMRs en operación. Fuente: World Nuclear Association.

Tabla 9: SMRs en construcción. Fuente: World Nuclear Association.

Tabla 10: Parámetros geométricos del CSG de Areva.

Tabla 11: Parámetros optimizados de los circuitos primario y secundario durante la operación en régimen estacionario.

Tabla 12: Peso de los componentes y sistemas alojados en la contención metálica.

### Figuras

Figura 1.1: Emisiones de CO2 de las embarcaciones internacionales consistentes con la estrategia inicial de la OMI (verde y azul) frente a las emisiones de CO2 estimadas en caso de no adoptar medidas relativas a la emisión de GEI.

Figura 2.1: Generación nuclear por países (Datos a 31 de diciembre de 2021).

Figura 2.2: Evolución de la generación nuclear durante los últimos años.

Figura 3.1: Imagen del Nautilus en la U.S. Submarine Force Museum and Library, Groton, Connecticut.

Figura 3.2: Cronología de los programas de propulsión nuclear marina.

Figura 3.3: Sistema de generación de vapor y propulsión de un buque nuclear.

Figura 3.4: Transferencia de calor en el ciclo Rankine del sistema secundario.

Figura 3.5: Portaaviones USS Nimitz.

Figura 3.6: Sección vertical del reactor VM-5.

Figura 3.7: Sección transversal del compartimento de un reactor PWR1.

Figura 3.8: Configuración del PWR integral K15 del portaaviones Charles de Gaulle.

Figura 3.9: SSN tipo 091 clase Han.

Figura 3.10: Problemas asociados a la conversión del HEU a LEU.

Figura 3.11: NS Savannah.

Figura 3.12: Sistemas que componen en reactor del NS Savannah. Fuente: MARAD.

Figura 3.13: Sección de los blindajes primario y secundario y de la contención de acero. El fluido primario se muestra en rojo y el secundario en azul.

Figura 3.14: NS Otto Hahn.

Figura 3.15: Sección vertical del reactor y contención del NS Otto Hahn.

Figura 3.16: NS Mutsu.

Figura 3.17: Configuración del núcleo del NS Mutsu y sección vertical del reactor.

Figura 3.18: Modificaciones realizadas en el blindaje del NS Mutsu.

Figura 3.19: Cronología de las distintas generaciones de rompehielos nucleares rusos y clases de reactores. Fuente: Rosatom, Development of Floating Reactor Technologies.

Figura 3.20: Esquema de la planta nuclear OK-150 del rompehielos Lenin.

Figura 3.21: Sección vertical del reactor KLT-40.

Figura 3.22: Sistema de refrigeración del reactor KLT-40.

Figura 3.23: Disposición de los sistemas integrados en la contención del RITM-200.

Figura 3.24: Disposición de los sistemas integrados en la contención del RITM-400.

Figura 3.25: Akademik Lomonosov.

Figura 3.26: Disposición de los sistemas integrados en la contención del KLT-40S.

Figura 3.27: Disposición de los sistemas integrados en la contención del RITM-200M.

Figura 3.28: ACP100.

Figura 3.29: ACPR50.

Figura 3.30: Instalación costera de la central nuclear flotante CGN.

Figura 3.31: Diseño conceptual de la BANDI-60S FNPP.

Figura 3.32: BANDI-60S alojado en una contención metálica.

Figura 3.33: Seaborg CMSR FNPP.

Figura 3.34: Disposición general de los sistemas del reactor Seaborg CMSR.

Figura 4.1: CAREM (CNEA, Argentina).

Figura 4.2: HTR-PM (Universidad de Tsinghua, China).

Figura 4.3: BREST-OD-300 (Nikiet, Federación Rusa). Figura 4.4: MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation, USA).

Figura 4.5: Integral Molten Salt Reactor (Terrestrial Energy Inc., Canada).

Figura 5.1: Plano general de la central de referencia.

Figura 5.2: Sección vertical de la RPV. Vista de los componentes integrados en la camisa.

Figura 5.3: Estructura de la contención de acero de un módulo NUWARD.

Figura 5.4: Comparación entre los canales rectangulares (Areva) y semicirculares (Heatric).

Figura 5.5: Sistema de extracción de calor residual pasivo.

Figura 5.6: Acumuladores de agua borada para la gestión DEC-A. Fuente: IAEA.

Figura 5.7: Tasa de descarga de un acumulador tras LOCA.

Figura 6.1: Barra de combustible NuFuel-HTP2TM.

Figura 6.2: Barra de combustible modelada con MCNP5.

Figura 6.3: Estructura de barras de control NuFuel HTP2TM.

Figura 6.4: Barra de control NuFuel-HTP2TM.

Figura 6.5: Barra de control modelada con MCNP5.

Figura 6.6: Disposición de los elementos combustibles en el núcleo.

Figura 6.7: Composición de las barras que conforman un elemento combustible.

Figura 6.8: Sección transversal del núcleo con blindaje de plomo.

Figura 6.9: Flujo de neutrones en un plano perpendicular al eje x (en  $x=0$ ).

Figura 6.10: Flujo de neutrones en un plano perpendicular al eje z ( $z = 110$  cm).

Figura 6.11: Fluencia de neutrones en el exterior de la camisa de presión en función de la distancia a la fuente y del número de partículas simuladas.

Figura 6.12: Fluencia de fotones en el exterior de la camisa de presión en función de la distancia a la fuente y del número de partículas simuladas.

Figura 6.13: Valores de la ICRU para los coeficientes de conversión de fluencia neutrónica a dosis efectiva para distintas direcciones de radiación en función de la energía.

Figura 7.1: Relación potencia específica-velocidad máxima de navegación de varios buques de superficie nucleares.

Figura 7.2: Relación potencia térmica-potencia en el eje de varios buques de superficie nucleares.

Figura 7.3: Emma Mærsk.

## Acrónimos

ABS	<i>American Bureau of Shipping</i>
AEC	<i>Atomic Energy Commission</i>
ARIS	<i>Advanced Reactors Information System</i>
CGN	<i>China General Nuclear Power Corporation</i>
CMSR	<i>Compact Molten Salt Reactor</i>
CNNC	<i>China National Nuclear Corporation</i>
CNPTRI	<i>China Nuclear Power Technology Research Institute</i>
CRDM	<i>Control Rod Drive Mechanism</i>
CSG	<i>Compact Steam Generator</i>
CSRDC	<i>China Ship Research and Design Center</i>

DBA	<i>Design Basis Accident</i>
DBC	<i>Design Basis Conditions</i>
DEC	<i>Design Extended Conditions</i>
EEDI	<i>Energy Efficiency Design Index</i>
EEZ	<i>Economic Exclusive Zone</i>
FMCT	<i>Fissile Material Cutoff Treaty</i>
FNPP	<i>Floating Nuclear Power Plant</i>
GEI	<i>Gas de Efecto Invernadero</i>
HEU	<i>High Enriched Uranium</i>
HVAC	<i>Heating – Ventilation – Air Conditioning</i>
HWR	<i>Heavy Water Reactor</i>
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
ICRP	<i>International Commission on Radiological Protection</i>
ICRU	<i>International Commission on Radiation Units and Measurements</i>
INAB	<i>International Nuward Advisory Board</i>
IPFM	<i>International Panel on Fissile Materials</i>
IVRC	<i>In-Vessel Retention of Corium</i>
JAERI	<i>Japan Atomic Research Institute</i>
LEU	<i>Low Enriched Uranium</i>
LOCA	<i>Loss Of Coolant Accident</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i>
MARAD	<i>MARitime ADministration</i>
MARPOL	<i>International Convention for the Prevention of Pollution from Ships</i>
MEPC	<i>Marine Environment Protection Committee</i>
MIT	<i>Massachusetts Institute of Technology</i>
MSTW	<i>Molten Salt Thermal Wasteburner</i>

NHSI	<i>Nuclear Harmonization and Standardization Initiative</i>
NPT	<i>Non-Proliferation Treaty</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NSSS	<i>Nuclear Steam Supply System</i>
NTQ	<i>New Technology Qualification</i>
ODS	Objetivos de desarrollo sostenible
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
OMI	Organización Marítima Internacional
OTSG	<i>Once Through Steam Generator</i>
POE	Personal Ocupacionalmente Expuesto
PRIS	<i>Power Reactor Information System</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
RPV	<i>Reactor Pressure Vessel</i>
SCWR	<i>Supercritical Water-Cooled Reactor</i>
SMR	<i>Small Modular Reactor</i>
SSBN	<i>Nuclear-Powered Ballistic Missile Submarine</i>
SSGN	<i>Nuclear-Powered Guided Missile Submarine</i>
SSN	<i>Nuclear-Powered Attack Submarine</i>
TEU	<i>Twenty-foot Equivalent Unit</i>
UNCTAD	United Nations Conference on Trade and Development
URSS	Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas
USS	<i>United States Ship</i>

## 1. Contexto

El interés global por la energía nuclear ha crecido durante los últimos años debido al cambio climático y las alarmantes consecuencias medioambientales y socioeconómicas asociadas al mismo. El acuerdo de París y los Objetivos de Desarrollo Sostenible (ODS) de la Agenda 2030 reflejan el compromiso internacional por garantizar los recursos necesarios para el progreso de futuras generaciones. Reducir los niveles de concentración atmosférica de CO<sub>2</sub> encabeza la lista de prioridades en este sentido, allanando el camino para otros ODS relacionados con la pobreza, el acceso al agua o la preservación de ecosistemas marinos y terrestres<sup>[1]</sup>.

Para hacer frente a esta situación, la OMI de Naciones Unidas ha diseñado una estrategia en la que se incluyen una serie de políticas y prácticas enfocadas a la reducción de los GEI emitidos por las embarcaciones. Estas medidas incluyen enmiendas del anexo VI del acuerdo MARPOL, donde se introducen especificaciones técnicas y operacionales relacionadas con la eficiencia energética de los buques (EEDI), así como un sistema de recolección de datos referentes al consumo de combustibles diésel. En el citado anexo se establecen los límites de las emisiones de óxidos de azufre (SO<sub>x</sub>) y óxidos de nitrógeno (NO<sub>x</sub>) de los escapes de los buques y se prohíben las emisiones deliberadas de las sustancias que agotan el ozono<sup>[2]</sup>. Los esfuerzos están directamente enfocados a:

- Reducir las emisiones medias de CO<sub>2</sub> al menos un 40% para 2030 respecto de los niveles registrados en 2008, persiguiendo el objetivo de reducirlas hasta un 70% para 2050.
- Alcanzar el pico de emisiones de los GEI lo antes posible, logrando emisiones netas nulas para 2050, reduciéndolas progresivamente en consonancia con los objetivos de temperatura establecidos en el Acuerdo de París.
- Nuevas fases del EEDI <sup>[3]</sup>.

Según el cuarto y último estudio de GEI de la OMI realizado en 2020<sup>[4]</sup> la contribución de todas las embarcaciones en la emisión antropogénica global de CO<sub>2</sub> experimentó un aumento del 9,3% entre 2012 y 2018. Las emisiones de CO<sub>2</sub> procedentes del transporte marítimo internacional también aumentaron durante este periodo un 5,6%, manteniendo constante su contribución respecto de las emisiones globales en un 2%. Cumplir los objetivos establecidos para 2050 requiere que las políticas adoptadas a corto plazo mejoren significativamente la eficiencia de los combustibles de la flota global, promocionando al mismo tiempo el empleo de combustibles con un contenido en carbono bajo o nulo.

La energía nuclear presenta la madurez tecnológica y desarrollo necesarios para remplazar a los combustibles fósiles y producir energía libre de emisiones de carbono. Si bien las fuentes de energía renovables desempeñan un papel fundamental en el discurso hacia un futuro libre de emisiones de CO<sub>2</sub>, su naturaleza intermitente, unida a una tecnología poco desarrollada para su almacenamiento, impide que sean la solución absoluta al problema. La energía nuclear tiene el potencial de cubrir la demanda energética mundial mientras las energías renovables y las capacidades para su almacenamiento continúan desarrollándose.

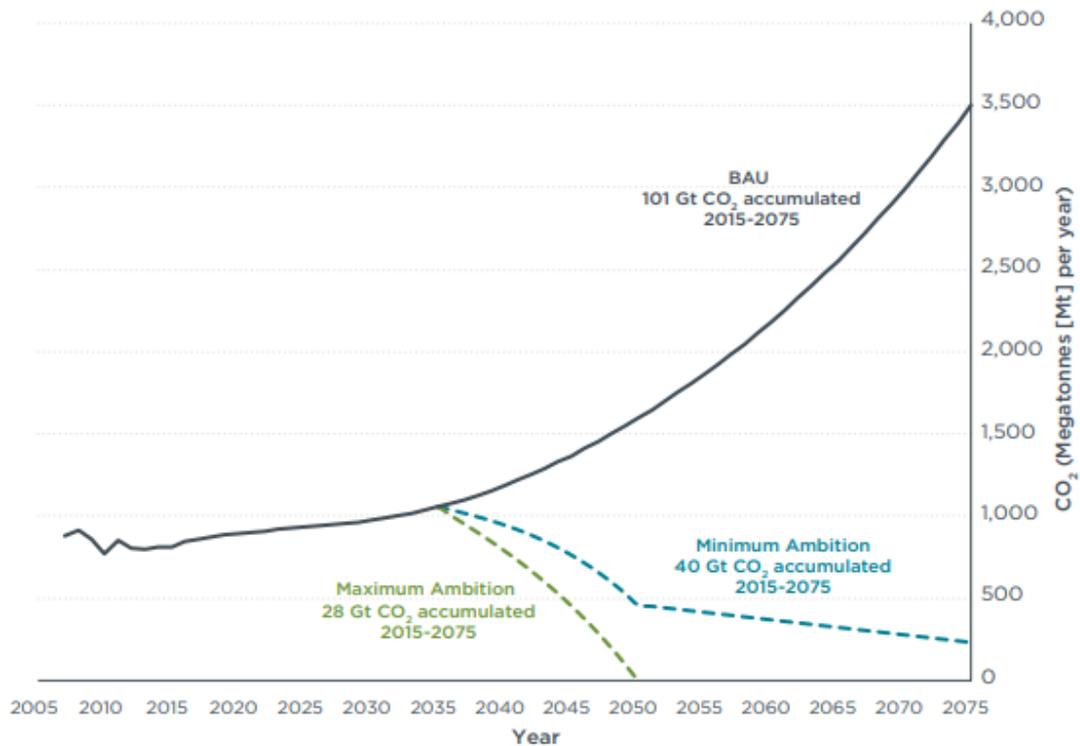


Figura 1.1: Emisiones de CO<sub>2</sub> de las embarcaciones internacionales consistentes con la estrategia inicial de la OMI (verde y azul) frente a las emisiones de CO<sub>2</sub> estimadas en caso de no adoptar medidas relativas a la emisión de GEI.

## 2. Evolución de la energía nuclear

### 2.1. Origen

El descubrimiento de la fisión nuclear por Otto Hahn y su ayudante Fritz Strassmann en 1939 estuvo precedido por otros hitos científicos, los cuales cambiaron de manera radical la percepción que tenía el ser humano de la materia y la energía hasta el momento. La radiación fue descubierta en 1896 por Antoine Henri Becquerel fortuitamente, al realizar investigaciones sobre la fluorescencia del sulfato doble de uranio y potasio. Ello condujo a la caracterización de otras sustancias radiactivas por el matrimonio Pierre y Marie Curie, quienes en 1898 grabarían su nombre en la historia tras su descubrimiento del polonio y el radio. Posteriormente, Ernest Rutherford, en colaboración con su discípulo Soddy, realizó una primera clasificación de los distintos tipos de radiación existentes ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ ), estableciendo el modelo atómico que prevalece en la actualidad <sup>[5]</sup>.

La aplicación de la energía contenida en los átomos con fines pacíficos pronto se vio eclipsada por el desarrollo del arma atómica. El 2 de agosto de 1939 Albert Einstein redactó una carta dirigida al por entonces presidente de los EE. UU. Franklin D. Roosevelt, advirtiéndole del potencial energético del uranio e incitándole a la creación de una sección dedicada a la fabricación de una bomba nuclear, ante la preocupación de la posible iniciativa nazi. El 9 de octubre de 1941 dio comienzo el Proyecto Manhattan<sup>[6]</sup>, en el que políticos, militares, civiles y destacados científicos de todos los lugares del mundo trabajaron en secreto durante varios años para fabricar la primera bomba nuclear. Las devastadoras consecuencias de los bombardeos

atómicos de Hiroshima y Nagasaki condujeron a la rendición incondicional del Imperio de Japón y al fin de la Segunda Guerra Mundial.

Los años cincuenta presenciaron la penetración de la energía nuclear en el mercado de la generación eléctrica. Este periodo de intensa investigación y desarrollo científico condujo a la creación del OIEA de Naciones Unidas bajo el lema “Átomos por la Paz”, cuya finalidad era la unificación de un mundo dividido a través de la fisión del átomo. Se produjo una cooperación entre naciones sin precedentes. Los medios de comunicación promocionaban el uso de la energía nuclear con fines pacíficos y el trabajo científico era sumamente apreciado por el pueblo.

En 1960 había 17 reactores de potencia en explotación, con una capacidad total de generación de electricidad de 1.200 MW<sub>e</sub> en cuatro países: la URSS, Francia, Reino Unido y los Estados Unidos. El número de centrales nucleares siguió creciendo durante aquella década, alcanzando los 16.500 MW<sub>e</sub><sup>[7]</sup> de potencia total instalada en quince países distintos. Conforme aumentaba el número de centrales nucleares en construcción a lo largo del globo también lo hacían la desconfianza y la preocupación del público, alimentada por el secretismo, las radiaciones ionizantes invisibles, el potencial destructivo contenido en los átomos y el temor a lo desconocido.

En este ambiente enrarecido se produjo el primer gran accidente en una central nuclear: el de la central de Three Mile Island en los Estados Unidos en 1979. En 1986 se produjo en Chernóbil el peor desastre presenciado en una central nuclear, la radiactividad liberada atravesó fronteras y ocasionó 100.000 muertes aproximadamente. Este y otros accidentes destacables, como el de la central de Fukushima de 2011, han conmocionado fuertemente a la industria nuclear. Sin embargo, en lugar de renunciar a esta preciada fuente energética, los países han intensificado los esfuerzos por mejorar los aspectos relacionados con la seguridad, calidad y fiabilidad de las centrales.

## 2.2. Situación actual en el mundo

Las centrales nucleares son responsables de aproximadamente el 10,5% de la generación de la electricidad mundial. En la actualidad hay 423 reactores de potencia en operación con una capacidad neta instalada de 378.754 MW<sub>e</sub><sup>[8]</sup> y 56 nuevas unidades en construcción con una capacidad de 58.468 MW<sub>e</sub>, siendo China el país del mundo que más reactores construye. Cada vez son más los países que, siguiendo el ejemplo de los Estados Unidos, apuestan por la continuidad de sus centrales nucleares. Atendiendo a los datos registrados en 2021 por la OIEA, trece países generaban al menos el 25% de su energía a través de fuentes nucleares. A continuación, se muestra la energía generada por las centrales nucleares de cada país en 2021.

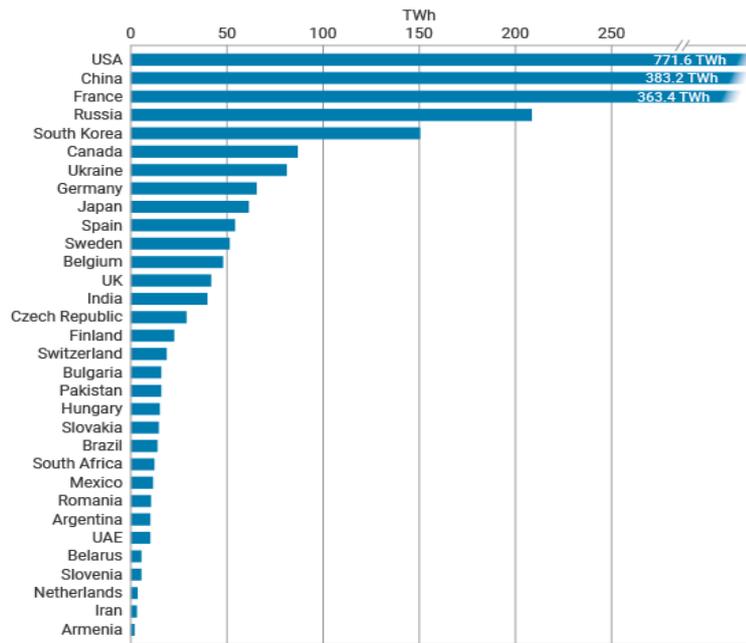


Figura 2.1: Generación nuclear por países (Datos a 31 de diciembre de 2021).

La creciente demanda eléctrica de los países en vías de desarrollo, unido al interés común por reemplazar los combustibles fósiles, especialmente los que contienen un elevado porcentaje en peso de carbón, destaca la necesidad de instalar nuevas centrales. A pesar del crecimiento y apoyo de las energías renovables, la contribución de los combustibles fósiles a la industria energética no ha sufrido un decremento significativo durante los últimos quince años. En 2019 representaban el 63% de la generación eléctrica global. En 2020 los reactores nucleares generaron un total de 2.553 TWh, cifra ligeramente inferior a la registrada el año anterior debido a la situación derivada del COVID-19<sup>[9]</sup>.

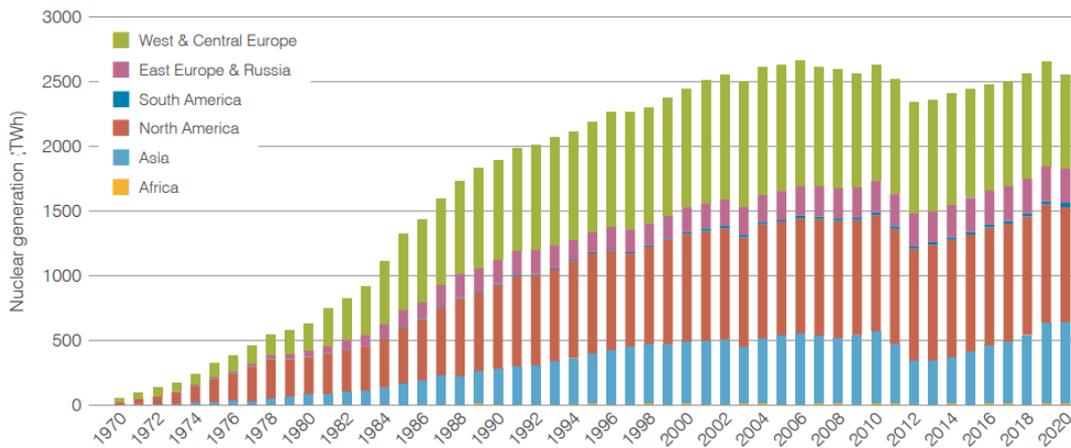


Figura 2.2: Evolución de la generación nuclear durante los últimos años.

Más allá de la producción de electricidad, la tecnología nuclear desempeña un papel fundamental en el sector médico, con instrumentos de diagnóstico y tratamientos para el cáncer. Su aplicación también se extiende a la propulsión de embarcaciones militares y otros proyectos espaciales ambiciosos.

## 3. Propulsión nuclear marina

### 3.1. Nacimiento

El 2 de diciembre de 1942 se inició la primera reacción nuclear en cadena autosostenida en el Chicago Pile-1, experimento con el que el físico italiano Enrico Fermi inauguró la era nuclear. Tras la conclusión de la Segunda Guerra mundial se intensificaron los esfuerzos para estudiar la aplicabilidad de la energía nuclear a la producción eléctrica.

En 1946, el ingeniero eléctrico Hyman G. Rickover, que posteriormente pasaría a la historia como el “padre de la marina nuclear”, fue destinado a Oak Ridge para colaborar en un proyecto para el desarrollo de una central nuclear. Durante su estancia en Tennessee, Rickover apreció las ventajas asociadas a la propulsión nuclear de los buques militares, especialmente la de submarinos<sup>[10]</sup>. Su perseverancia condujo a la construcción del primer submarino nuclear, el *USS Nautilus*, bautizado con ese nombre en homenaje al submarino de la novela de Julio Verne, *Veinte mil leguas de viaje submarino*.



Figura 3.1: Imagen del *Nautilus* en la U.S. Submarine Force Museum and Library, Groton, Connecticut.

El *Nautilus* realizó su primer viaje en 1955. Su éxito condujo al desarrollo de los submarinos de la clase *skate* en 1960, propulsados por un único reactor PWR, y al *USS Enterprise*, un portaviones propulsado por ocho reactores Westinghouse, también del tipo PWR. En 1961 el primer crucero nuclear propulsado por dos reactores del mismo tipo, el *USS Long Beach*, comenzó su operación.

La tecnología desarrollada por EE. UU fue compartida con Inglaterra, mientras que otros países como Francia, Rusia o China siguieron líneas paralelas de investigación y desarrollo<sup>[11]</sup>. Dio comienzo una de las mayores revoluciones en armamento naval de la historia.

A pesar de que un reactor naval no es un arma nuclear per se, su integración en los buques militares tenía una finalidad bien definida, crear un sofisticado instrumento de ataque y defensa. A continuación, se muestra un diagrama cronológico del surgimiento de los programas de propulsión marina nuclear de varios países.

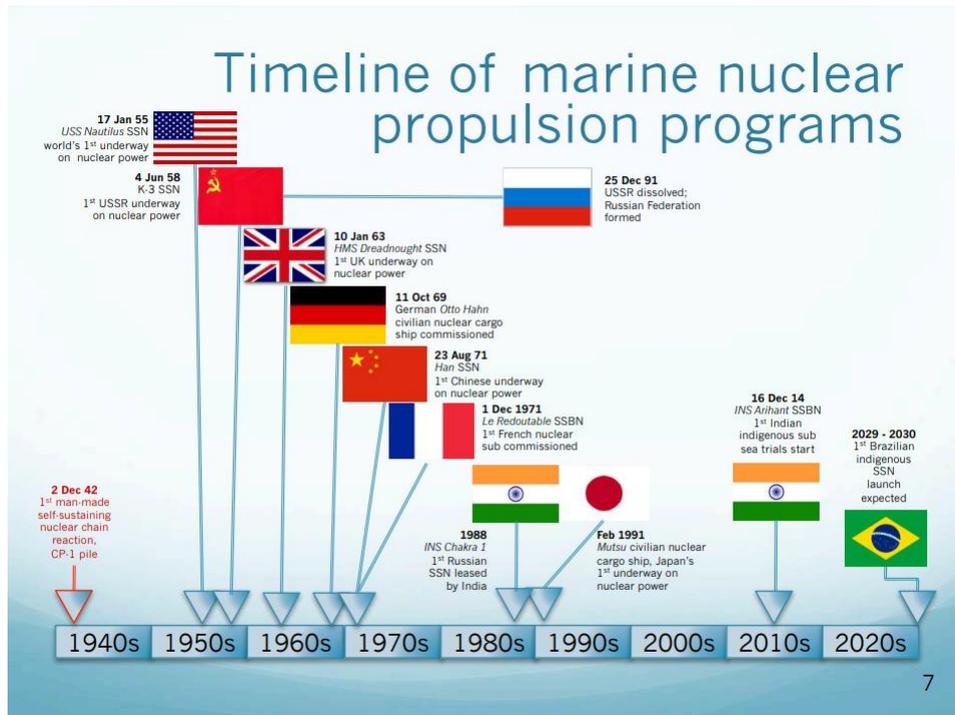


Figura 3.2: Cronología de los programas de propulsión nuclear marina.

La elevada densidad de potencia contenida en el Uranio dota a los buques propulsados por reactores nucleares de una autonomía muy superior a la presentada por sus precursores. Además de aumentar la velocidad a la que pueden navegar las embarcaciones, mejorar la maniobrabilidad y reducir el espacio requerido por la planta de propulsión, este sistema anaerobio permite a los submarinos permanecer sumergidos durante largos periodos de tiempo, evitando ser detectados al realizar la maniobra de *snorkel* requerida por los motores diésel.

Estas ventajas se ven eclipsadas por los costes técnicos y operacionales de los reactores nucleares marinos, por lo que su uso se extiende principalmente al ámbito militar. El compromiso de las naciones por reducir el empleo de combustibles fósiles en el transporte determinará, junto con los avances logrados en el campo de los reactores modulares y otros factores legislativos y burocráticos, la rentabilidad de la propulsión nuclear comercial.

### 3.2. Operación básica de un reactor marino

El PWR es el reactor marino por excelencia hoy en día. El sistema primario consiste en un circuito cerrado de transporte de calor que emplea agua ligera subenfriada para conducir la energía térmica generada en el núcleo hasta los generadores de vapor, donde la energía se transmite al circuito secundario para producir vapor<sup>[12]</sup>.

Tanto el reactor como los generadores de vapor son intercambiadores de calor: en el primero el calor de los elementos combustibles es transferido al refrigerante, mientras que en el segundo el intercambio se da entre el refrigerante primario y el agua que circula por el circuito secundario (circuito Rankine).

El refrigerante regresa al reactor para ser recalentado y circulado nuevamente a través del sistema primario.

El presionador desempeña una doble funcionalidad: almacenar las variaciones volumétricas del agua primaria durante los transitorios operacionales y mantener constante la presión del primario a través de calentadores o inyectores de gas externos.

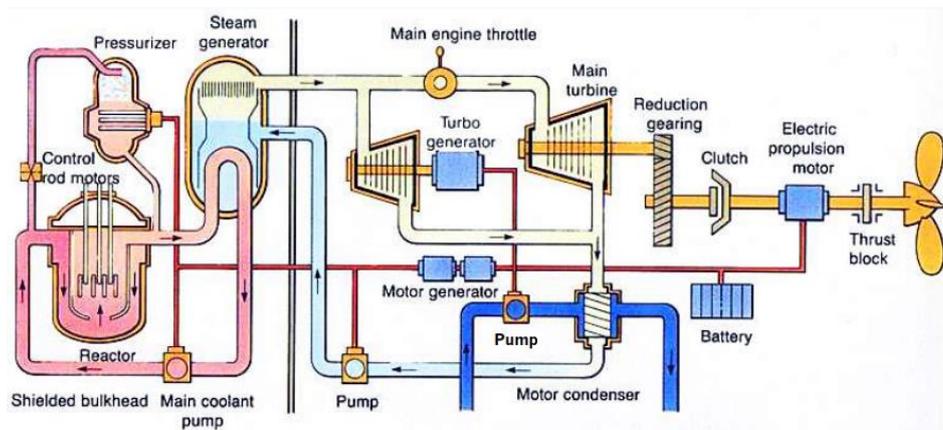


Figura 3.3: Sistema de generación de vapor y propulsión de un buque nuclear.

La energía extraída por las turbinas mediante la expansión del vapor se emplea para mover la maquinaria de propulsión y generar corriente alterna paralelamente para alimentar otros sistemas de la planta.

El vapor a la salida de la turbina es conducido al condensador principal donde el calor residual es transferido al agua del mar a través de un tercer circuito. El vapor condensado es recirculado al generador de vapor para continuar extrayendo calor del circuito primario.

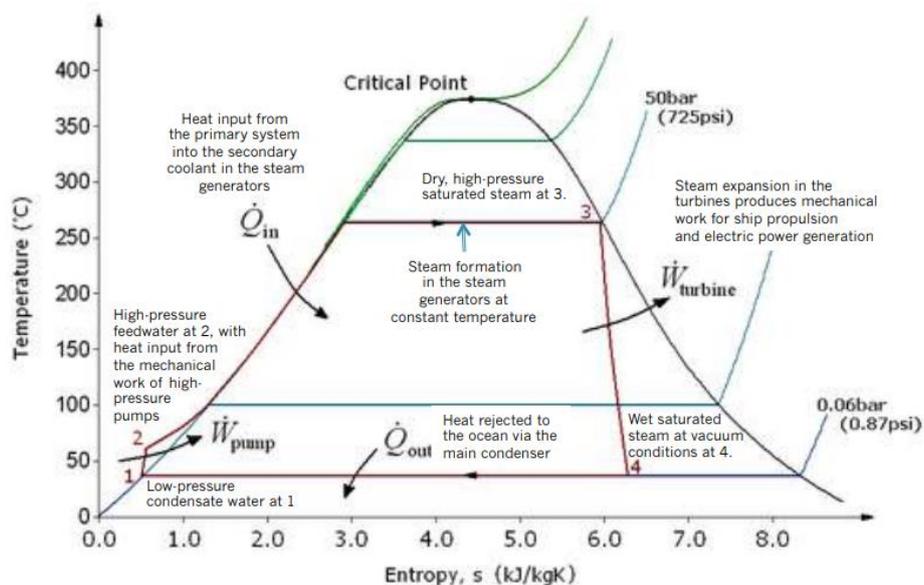


Figura 3.4: Transferencia de calor en el ciclo Rankine del sistema secundario.

### 3.3. Diferencias respecto de las plantas de generación eléctrica

Los reactores navales, exceptuando el reactor ruso refrigerado con plomo-bismuto de la clase *Alfa*, son del tipo PWR. Las diferencias existentes entre estos reactores y los reactores comerciales de producción eléctrica son las siguientes:

- Mayores enriquecimientos, lo que proporciona una densidad de potencia superior y permite reducir significativamente el volumen del reactor.
- El combustible no es  $UO_2$ , sino una aleación de uranio-zirconio o uranio-aluminio (15% U con enriquecimiento del 93%, o más U con menor enriquecimiento, incluso metales cerámicos (*Kursk*: U-Al con un enriquecimiento del 20-45%, revestido en zircaloy, con 200 kg de U-235 en cada núcleo de 200 MW).
- Tienen vidas útiles largas, por lo que solo se necesita recargar después de 10 años o más: la autonomía de los nuevos portaaviones es de 50 años y de 30-40 años (más de 1,5 millones de kilómetros) en la mayoría de los submarinos, aunque con factores de capacidad mucho menores que una central nuclear (<30%).
- Compacidad de la camisa de presión con blindaje interno de neutrones y rayos gamma (p.e.: la RPV del *Sevmorput* tiene una altura de 4,6 m y un diámetro de 1,8 m, alojando en su interior un núcleo de 1 m de alto y 1,2 m de diámetro).
- La eficiencia térmica es menor que en las centrales nucleares civiles debido a la necesidad de una salida de energía flexible y limitaciones de espacio para el sistema de vapor.
- No se utiliza boro soluble como veneno neutrónico (al menos en los reactores navales estadounidenses).
- Están diseñados para soportar los impactos y las vibraciones derivadas de la turbulencia del océano y la acción enemiga.

### 3.4. Panorama actual y proyección futura

Actualmente seis países disponen de buques propulsados con energía nuclear, siendo Rusia la única nación con una flota nuclear civil. A continuación, se muestra una tabla de 2018 en la que se recogen los distintos tipos de embarcaciones nucleares operadas históricamente por cada país.

NAVAL NUCLEAR-POWERED VESSELS	USA	Russia	UK	France	Germany	Japan	China	India	Other
Submarine									Brazil
Aircraft carrier		Ulyanovsk							
Cruiser									
Destroyer		Leader-class							
Other naval vessel		SSV-33							
CIVILIAN NUCLEAR POWERED VESSELS									
Icebreaker									
Merchant ship	Savannah				Otto Hahn	Mutsu			
Floating nuclear power plant	Sturgis	Akademik Lomonosov							
OTHER MARINE NUCLEAR POWER APPLICATIONS									
Marine RTG power sources									

Legend:

	Currently operating this class of nuclear-powered vessel or RTG
	Previously operated this class of nuclear-powered vessel
	Previously started construction on this class of nuclear-powered vessel but did not complete
	Expected to operate this class of nuclear-powered vessel within the next decade

Tabla 1: Clases de embarcaciones y otras aplicaciones nucleares marinas.

## El número de naciones con flota nuclear marina crecerá<sup>[12]</sup>

- Brasil ha comenzado la construcción de su primer submarino de ataque nuclear autóctono, el SN-BR, cuyo comienzo de operación está previsto para el fin de la década.
- Otras naciones como Corea del Norte, Pakistán o Irán presentan aspiraciones políticas para desplegar un programa nuclear marino, aunque es improbable que lo hagan sin asistencia técnica externa o la adquisición de un submarino Ruso o Chino.
- Existe la posibilidad de que Rusia alquile alguno de sus submarinos a otras naciones que actualmente carecen de flota nuclear, tal y como sucedió con India.
- La exitosa puesta en marcha de la central nuclear flotante *Akademik Lomonosov*, unida al desarrollo actual de la central nuclear flotante China (ACPR50S), podría incitar a otras naciones a desarrollar centrales de las mismas características.

## El número de buques nucleares aumentará en 17-20, hasta un total de 192-195 buques a nivel mundial para 2030

- El crecimiento estará impulsado principalmente por China, India y Brasil, las naciones primerizas en la propulsión nuclear marina.
- EE. UU., Rusia, Reino Unido y Francia se enfrentarán a un importante reto económico a la hora de reemplazar o extender la vida operativa de sus embarcaciones nucleares.
- La flota nuclear estadounidense disminuirá para 2030: se retirarán 41 SSNs para 2028; todos los SSGNs y SSBNs de la clase Ohio, manteniendo constante la flota de por.
- Tras dos décadas de escasa financiación, Rusia comenzará a incrementar su flota nuclear paulatinamente: la flota de rompehielos crecerá con la clase LK-60, la flota de submarinos experimentará dificultades para permanecer constante pese a los nuevos proyectos de SSNs y SSBNs, nuevas centrales nucleares flotantes sucederán a la central *Akademik Lomonosov*, y la flota de buques superficiales aumentará.
- La flota británica y francesa de submarinos nucleares permanecerán constantes.
- China incrementará su flota nuclear con la incorporación de aproximadamente 20 nuevos submarinos para 2030, con una frecuencia de construcción de dos submarinos anualmente y cesará la operación de otros.
- India incrementará su flota nuclear en 7 buques o más: continuará con la construcción de SSBNs y es probable que adquiera un SSN ruso adicional de la clase Yasen.
- Brasil dispondrá de uno o más SSNs autóctonos: está previsto que el SN-BR comience su operación este año, el número de submarinos nucleares que le sigan dependerá de la incertidumbre económica del país.

## La aplicabilidad comercial de la propulsión nuclear marina es de difusa certeza

- Al margen de la nueva flota de rompehielos rusos y las nuevas centrales nucleares flotantes que Rusia y China puedan desarrollar, resulta improbable que alguna nación o empresa disponga de un buque nuclear comercial antes de 2030.
- Lloyd's Register actualizó sus bases reguladoras en torno a las embarcaciones nucleares para responder al interés de sus socios por la propulsión nuclear comercial, suscitado por las medidas establecidas para regular las emisiones de CO<sub>2</sub> derivadas del transporte marítimo.

- La propulsión nuclear marina podría restringir su justificación a cargueros pesados con rutas cerradas y embarcaciones de arrastre que operan en un único puerto, minimizando el número de naciones involucradas en el licenciamiento y seguridad de este tipo de embarcaciones, así como la inversión en infraestructuras implícita.

### Operaciones en el Ártico

- La flota de rompehielos y el despliegue de nuevas centrales nucleares flotantes rusas dotan a esta nación de unas capacidades sin disputa para explorar y comercializar el Ártico: estableciendo rutas en regiones cubiertas por el hielo y habilitando la explotación de petróleo, mineral y recursos naturales en zonas costeras y aguas remotas.
- Las capacidades de la flota nuclear rusa unidas al rechazo de EE. UU. y Canadá hacia los rompehielos permitirá a Rusia ampliar su zona económica exclusiva (EEZ).
- Los submarinos rusos seguirán gozando de una libertad superior a la de cualquier otro tipo de embarcación para explorar el Ártico.
- La presión política y los incentivos económicos impulsarán a Rusia a descontaminar las localizaciones de desechos radiactivos y de submarinos hundidos en los mares de Kara y Barents, y a retirar los últimos generadores termoeléctricos de radioisótopos.

### 3.5. Sistemas de propulsión nucleares militares

La potencia de los reactores nucleares de propulsión marina varía desde los 10 MW<sub>t</sub>, para pequeños submarinos de exploración, hasta potencias superiores a los 550 MW<sub>t</sub>, como es el caso de los reactores A1B que operan a bordo del portaaviones americano de la clase *Ford*.

A continuación, se listan algunas embarcaciones militares propulsadas con energía nuclear, así como los reactores que emplean<sup>[12]</sup>.

#### Estados Unidos

En 1991, el ejército de los EE. UU. retiró de su flota el último submarino convencional y, desde 2007, ha operado una flota totalmente nuclear de portaaviones. Su flota nuclear actual está compuesta por 79 embarcaciones operacionales: 50 SSNs, 14 SSBNs, 4 SSGNs y 11 portaaviones.

- SSBN clase Ohio: Utiliza un reactor S8G diseñado por General Electric. Tiene una potencia térmica de aproximadamente 220 MW.
- Portaaviones clase Nimitz: Están propulsados por dos reactores A4W, también diseñados por General Electric. Cada reactor tiene una potencia térmica de alrededor de 550 MW.
- SSN clase Los Ángeles: Utiliza un reactor S6G también diseñado por General Electric. Tiene una potencia térmica de unos 165 MW.
- Portaaviones clase Enterprise: Estaba propulsado por ocho reactores A2W, cada uno con una potencia térmica de aproximadamente 150 MW.



Figura 3.5: Portaaviones *USS Nimitz*.

## Rusia

Tras el colapso de la URSS, Rusia ha expandido sus centros de investigación, diseño y producción de submarinos, apoyándose en la exportación de sus productos para afrontar el reto económico que constituye mantener operativa su flota nuclear. Actualmente, su flota nuclear está compuesta por 47 embarcaciones: 18 SSNs, 11 SSBNs, 8 SSGNs, 9 submarinos para misiones especiales y un CGN.

- SSGN Papa 661: Emplea un reactor VM-5 compacto de 177 MW<sub>t</sub> desarrollado por Nikiet, diseñado específicamente para este submarino.
- SSN clase Alfa: Utiliza un reactor OK-550 de 155 MW<sub>t</sub> desarrollado por Afrikantov.
- SSGN clase Oscar y SSNs Akula y Sierra: Dos reactores en el SSGN y uno en cada SSN del tipo PWR integral OK-650B desarrollado por Afrikantov, con una potencia térmica de aproximadamente 190 MW.

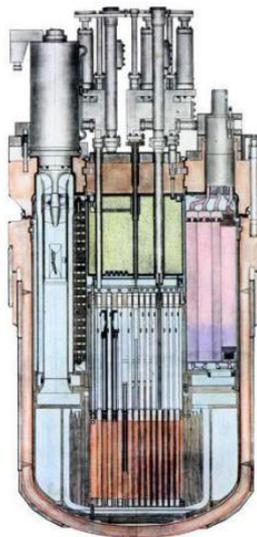


Figura 3.6: Sección vertical del reactor VM-5.

## Reino Unido

Desde 1995, Reino Unido ha operado una flota de submarinos exclusivamente nuclear. Actualmente, dicha flota está compuesta por 10 submarinos: un SSN de la clase *Trafalgar* y cinco de la clase *Astute*, y cuatro SSBNs de la clase *Vanguard*.

- SSBN clase *Vanguard* y SSN *Astute*: Estos submarinos están equipados con dos reactores Rolls-Royce PWR2, que producen una potencia térmica combinada de alrededor de 145 MW.
- SSN clase *Trafalgar* y *Valiant*: Estos submarinos están equipados con un reactor Rolls-Royce PWR1, inspirado en el reactor S5W de Westinghouse, capaz de producir una potencia de alrededor de 78 MW.

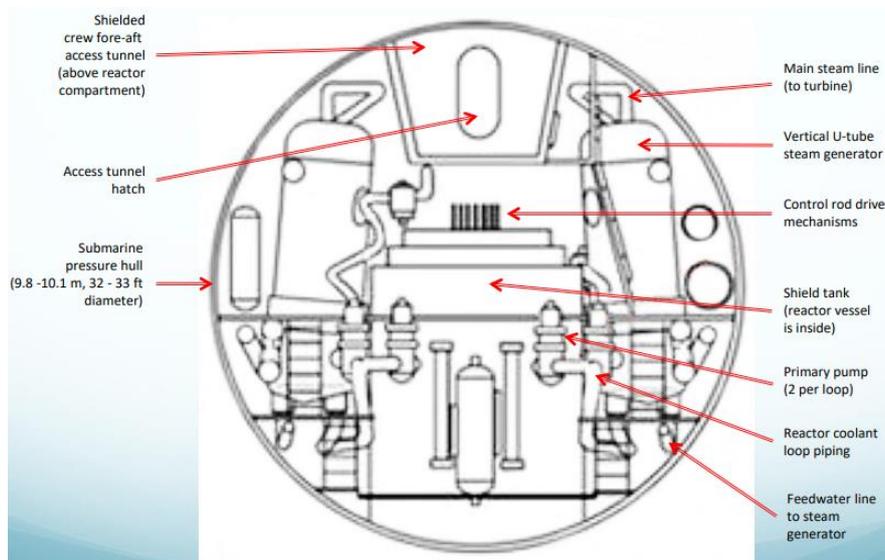


Figura 3.7: Sección transversal del compartimento de un reactor PWR1.

## Francia

Actualmente Francia opera seis SSNs de la clase *Rubis/Améthyste* y uno de la clase *Barracuda*, cuatro SSBNs de la clase *Triomphant* y el portaaviones *Charles de Gaulle*. Cinco SSNs adicionales de la clase *Barracuda*, equipados con un reactor K15 mejorado, comenzarán su operación a lo largo de la década para sustituir a los de la clase *Rubis*.

- SSBN clase *Redoutable*: El S611 es el primero de los seis submarinos de esta serie y el primer submarino nuclear francés. Emplea un reactor PWR de 83 MW<sub>t</sub>.
- SSBN clase *Triomphant*: Esta serie de cuatro submarinos fue la encargada de reemplazar a los anteriores, propulsados por un único reactor K15 de 150 MW<sub>t</sub>.
- Portaaviones *Charles de Gaulle*: Dos reactores K15 empleados para su propulsión, con una potencia conjunta de 300 MW<sub>t</sub>.

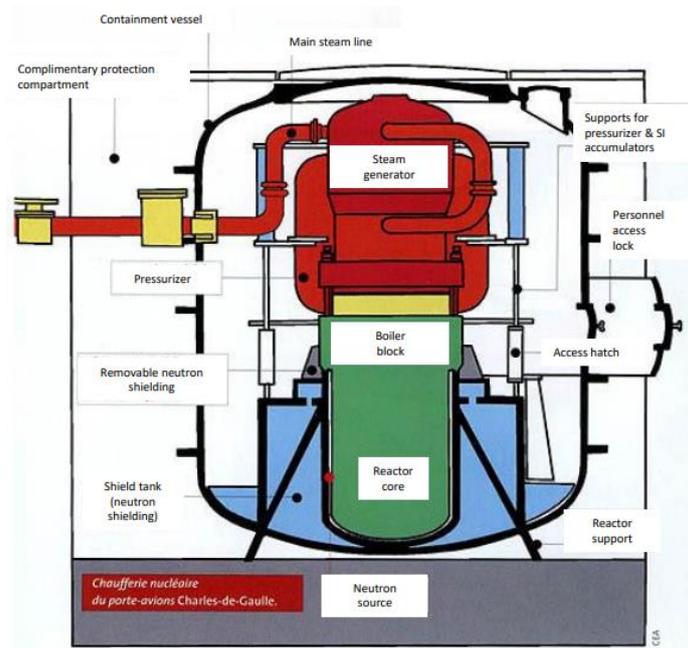


Figura 3.8: Configuración del PWR integral K15 del portaaviones *Charles de Gaulle*.

## China

La armada militar china cuenta actualmente con un total de 20 submarinos nucleares en operación: 14 SSNs y 6 SSBNs.

- SSN tipo 091 clase Han: Estos submarinos, con un desplazamiento de 5.500 t sumergidos, emplean un PWR de 58 MW<sub>t</sub>, potencialmente inspirado en el reactor OK-150 empleado en el primer rompehielos ruso *Lenin*. Se cree que el mismo reactor se emplea en el SSBN tipo 092 clase Xia.
- SSN tipo 093 clase Shang I: Hay fuentes que sugieren que estos submarinos disponían de una potencia total de 150 MW<sub>t</sub>, proporcionada por dos PWR similares a los del SSN Victor III.
- SSBN tipo 094 clase Jin: La configuración de la planta de propulsión es desconocida, aunque probablemente muy similar a la empleada en el SSN tipo 093 clase Shang.



Figura 3.9: SSN tipo 091 clase Han.

## India

La importación y operación de los SSNs rusos *Chakra I* y *II* han proporcionado a India la tecnología necesaria para poder construir submarinos nucleares. En la actualidad India opera dos SSBNs autóctonos.

- SSBN *INS Arihant* (S2): Es el primer submarino nuclear fabricado en India, basado en el diseño del SSN *Akula I*, con un reactor PWR de 82,5 MW<sub>t</sub>. La experiencia adquirida de la operación de submarinos nucleares rusos agilizó su construcción.
- SSBN *INS Arighat* (S3): Es el segundo submarino de la clase *Arihant*, con un desplazamiento y eslora superiores, acompañados de un aumento en la potencia térmica del reactor instalado, hasta 100 MW.
- Actualmente dos nuevos SSBNs de la clase *Arihant*, el S4 y el S4\*, se hallan en las fases preliminares al comienzo de las pruebas de mar, con una potencia térmica de 100 MW entregada por un único reactor.
- India planea la fabricación de 3 SSBNs de nueva generación (S5) equipados con un reactor de 190 MW<sub>t</sub>.
- En febrero de 2015, el gobierno aprobó la construcción de seis SSNs autóctonos, cada uno con un reactor de 100 MW<sub>t</sub>. Se prevé que el primer submarino de esta clase comience su operación a mediados de la década, apoyándose en la experiencia ganada con los submarinos nucleares construidos hasta la fecha.

### 3.6. HEU

El Uranio altamente enriquecido, HEU por sus siglas en inglés, contiene una concentración en peso del isótopo <sup>235</sup>U superior al 20%. Estados Unidos, Reino Unido, Rusia e India emplean HEU para propulsar sus submarinos y buques de superficie militares, llegando a alcanzar concentraciones superiores al 90%. Esto permite a las embarcaciones operar durante su vida de diseño sin necesidad de realizar recargas, evitando las interrupciones y costes adicionales derivados de las mismas. El elevado contenido de material fisible por unidad de volumen del HEU permite cumplir con las restricciones másicas y volumétricas que demanda un submarino.

La controversia generada en torno al uso del HEU nace de su potencial empleo para fabricar armamento nuclear. El tratado de no proliferación de armas nucleares excluye al material fisible destinado a la propulsión marina de los procedimientos de seguridad de la IAEA, lo que permite a las naciones en posesión de armamento nuclear incrementar su arsenal en secreto<sup>[13]</sup>.

#### Inventario, uso y niveles

- Francia y China emplean LEU para la propulsión de sus buques militares, un enriquecimiento en <sup>235</sup>U inferior al 10% en el caso de Francia e inferior al 5% en el caso de China.
- Brasil ha puesto en marcha su programa de propulsión nuclear marina, con el que desplegará su primer submarino de ataque de propulsión nuclear SN-BR. Su reactor 2131-R PWR empleará LEU.
- El prototipo de reactor naval de India opera con HEU enriquecido al 30%. Se desconoce cuál será el enriquecimiento que emplee su primer submarino nuclear, *Arihant*.
- La marina estadounidense opera sus núcleos con enriquecimientos muy elevados, de hasta 97% en <sup>235</sup>U en el caso de del combustible fabricado para la propulsión o del 93% en el caso del combustible derivado de ojivas nucleares. Reino Unido emplea enriquecimientos similares en sus combustibles.
- Rusia emplea HEU habitualmente para sus reactores navales. Por ejemplo, el OK-650 opera con enriquecimientos entre el 20-45%. Los OK-900A empleados en la primera

clase *Arktika* de rompehielos operan con HEU con enriquecimientos del 55-90%. El KLT-40 y KLT-40M empleados en el carguero *Sevmorput* y los rompehielos de la clase *Taimyr*, respectivamente, operan con HEU enriquecido al 30-40%. La nueva flota de rompehielos rusos (RITM-200 PWR) y la planta flotante de generación eléctrica *Akademik Lomonosov* (KLT-40S PWR) se han diseñado para operar con LEU.

- La IAEA estima que el HEU empleado mundialmente para la propulsión militar equivale aproximadamente a 9.000 bombas nucleares.

### Tratado de no proliferación de arsenal nuclear

- El objetivo de este tratado es el desarmamento nuclear de los países en posesión de armas nucleares: China, Francia, Rusia, Reino Unido y Estados Unidos, y el compromiso de los 184 países miembros resultantes a no adquirir armas nucleares.
- El Panel Internacional de Materiales Fisibles (IPFM) ha presentado un modelo para garantizar que el HEU es realmente empleado con los propósitos alegados por las naciones que disponen de programas nucleares.
- Existe una exención denominada Fissile Material Cutoff Treaty (FMCT) por la cual el HEU fabricado para la propulsión militar no requiere ser inspeccionado por la IAEA.
- La conversión del HEU a LEU para la propulsión naval conduciría a la prohibición de la fabricación de HEU globalmente.
- Brasil y Argentina se unieron a la iniciativa de no proliferación tras anunciar sus programas de propulsión nuclear: Brasil construye su primer submarino nuclear; el SN-BR, mientras que Argentina apuesta por buques superficiales.

### Conversión del HEU a LEU

- El coste de reducir la densidad del material fisible dentro del núcleo puede tener dos enfoques: uno es la reducción del contenido en  $^{235}\text{U}$  manteniendo el tamaño del reactor; lo que supondría realizar recargas de combustible con mayor periodicidad, el otro es el aumento del tamaño del reactor; lo que dificultaría su integración en determinadas embarcaciones.
- Francia ha desarrollado un diseño de LEU denominado “caramelo”, mejorando la eficiencia del quemado del  $^{235}\text{U}$  y consecuentemente, su rendimiento energético.
- Estudios sobre la viabilidad de transformar el HEU con el que operan los reactores KLT-40 de algunos rompehielos rusos a LEU reflejan lo siguiente: podría emplearse LEU sin necesidad de disminuir la vida del núcleo, suponiendo que se logra el quemado considerado en el análisis, que es el reto principal<sup>[14]</sup>.

El tratado de no proliferación de armas nucleares ha resultado ser poco efectivo hasta el momento, por catalogarlo de alguna manera. El hecho de que naciones nuclearmente armadas como Pakistán, India, Israel o Corea del Norte no formen parte del acuerdo supone un obstáculo adicional. Este escenario podría empujar a otras naciones a desarrollar programas de armamento nuclear bajo la premisa de propulsar sus buques, como Brasil o Argentina.

A continuación, se muestran los problemas derivados de la conversión de los reactores navales de HEU a LEU.

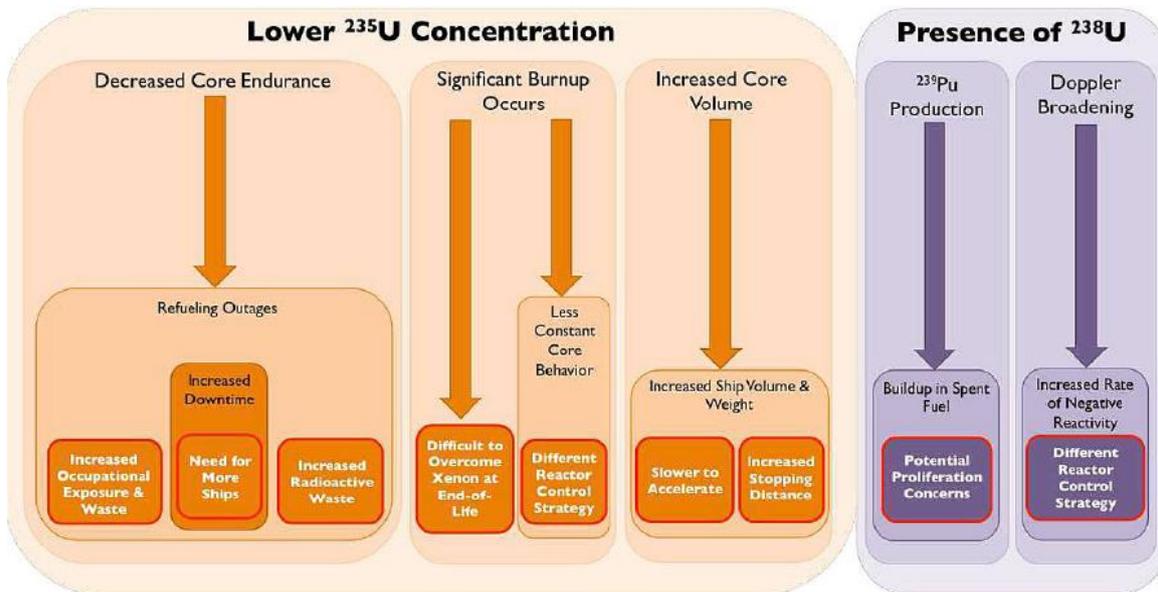


Figura 3.10: Problemas asociados a la conversión del HEU a LEU.

## 3.6. Embarcaciones civiles nucleares

### 3.6.1. NS Savannah

El NS Savannah fue el primer barco mercante propulsado por un reactor nuclear. El proyecto fue desarrollado conjuntamente por la Comisión de Energía Atómica (AEC) y la Administración Marítima (MARAD) para respaldar el programa “Átomos por la Paz” anunciado por el presidente Eisenhower. El barco fue botado en 1959 y completó su servicio exitosamente hasta su retirada en 1970. El proyecto tenía la finalidad de:

- 1) Demostrar los usos pacíficos de la energía nuclear.
- 2) Exhibir la viabilidad de los barcos mercantes nucleares.
- 3) Desarrollar la infraestructura marítima necesaria para los barcos mercantes nucleares subsecuentes.

Hoy el departamento de transporte de EE. UU., a través de MARAD, dispone de una licencia emitida por la NRC para la posesión y desmantelamiento del reactor nuclear no operacional. La NRC supervisará la retirada de los ESC remanentes, proceso tras el cual MARAD determinará el futuro del NS Savannah<sup>[15]</sup>.



Figura 3.11: NS Savannah.

### Características generales

- Eslora total: 181 m.
- Manga: 23,77 m.
- Calado de diseño: 8,84 m.
- Carga máxima: 9.400 t.
- Peso específico del barco a plena carga: 1.087 kg/hp.
- Peso sin carga: 12.334 t.
- Desplazamiento máximo: 21.734 t.
- Capacidad de operarios: 110; Pasajeros: 60.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 20.000; Máxima: 22.000. Potencia que la turbina principal entregaba al único eje de propulsión.
- Velocidad normal: 21 nudos. 107 rpm del eje principal.
- Peso aproximado de los sistemas del reactor y de la contención: 3.083 t<sup>[16]</sup>.

### Descripción del reactor

El reactor tiene una potencia de diseño de 74 MWt, con dos lazos PWR diseñados por Babcock & Wilcox. Su vida operando a potencia nominal es de 800 días con un quemado de 7.352 MWt<sub>d</sub>/t<sup>[16]</sup>.

El combustible empleado son pellets de UO<sub>2</sub> con un enriquecimiento medio del 4,4% y una carga inicial de 312,4 kg de <sup>235</sup>U. El revestimiento del combustible es acero inoxidable.

El presionador cumple la función de mantener constante la presión del circuito primario y controlar las variaciones volumétricas que tienen lugar durante la puesta en marcha y parada de la planta.

El núcleo, de 1,57 m de diámetro y 1,68 m de alto, aloja 32 elementos combustibles con 164 barras combustibles cada uno. El flujo de neutrones térmicos promedio en la periferia del núcleo es de  $7,2 \times 10^{12}$  n/cm<sup>2</sup>·s.

La camisa de presión está fabricada de acero al carbón SA-212B, con un revestimiento interno de acero inoxidable 304 bajo en cobalto, cuya función es inhibir la corrosión y minimizar la presencia de los productos derivados de la misma en el refrigerante. Tiene una altura de 8,23 m, un diámetro interior de 2,49 m y 165 mm de espesor. Está diseñada para soportar una presión de 13,8 MPa y una temperatura de 343,33 °C. Su peso es de 129.000 kg.

La reactividad se controla mediante 21 barras cruciformes de acero borado de 1,68 m de longitud activa. La inserción y extracción de las barras puede realizarse a una velocidad de 38,1 cm/min.



Figura 3.12: Sistemas que componen en reactor del NS Savannah. Fuente: MARAD.

Los sistemas mostrados en la figura superior se sitúan, junto a las bombas de circulación primarias, el sistema HVAC y otros sistemas auxiliares, dentro de una camisa cilíndrica de acero. El peso aproximado de todos los sistemas alojados en dicha camisa es de 665 toneladas. Otros sistemas como los desmineralizadores de agua primarios, bombas de carga y tanques de drenaje, entre otros, se sitúan fuera de la contención de acero por motivos de accesibilidad.

## Circuito primario y secundario

La función del circuito primario es transferir el calor generado en el núcleo del reactor al fluido secundario en los generadores de vapor. Cada lazo primario dispone de un generador de vapor y dos bombas de circulación. El peso total del refrigerante primario es de 37 toneladas. El material en contacto con el agua de refrigeración es acero inoxidable 304<sup>[17]</sup>.

Ambos generadores de vapor consisten en una carcasa y tubos en forma de U, conectados a un tambor de vapor donde se genera el vapor saturado. El agua del primario circula a través de los tubos, mientras que el vapor de agua formado en el secundario asciende naturalmente hasta el tambor mediante los tubos que conectan con este, eliminando la humedad remanente mediante separadores.

A continuación, se muestran los parámetros termohidráulicos operacionales de cada generador.

Generadores de vapor del NS Savannah		
Primario (tubos)	Presión del refrigerante en condiciones normales de operación (MPa)	12,07
	Caudal másico (kg/h)	2,08E+06
	Temperatura de entrada (°C)	271
	Temperatura de salida (°C)	257
	Presión de diseño (MPa)	13,79
Secundario (carcasa)	Temperatura del agua de alimentación (°C)	173,89
	Presión del vapor (MPa)	3,14
	Temperatura del vapor (°C)	236,401
	Caudal másico (kg/h)	137438
	Presión de diseño (MPa)	5,51

Tabla 2: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor del NS Savannah.

## Blindaje y contención

El blindaje primario que rodea la camisa de presión se compone de plomo, agua y acero. Tiene un diámetro exterior de 4,7 m y una altura de 5,38 m. El peso total de los materiales que lo componen es aproximadamente 365 toneladas. Reduce la tasa dosis neutrónica y de rayos gamma dentro de la contención a unos niveles que permiten la entrada de personal poco después de la parada del reactor.

La contención de acero al carbono que aloja los sistemas del reactor es un cilindro dispuesto horizontalmente con un diámetro de 10,79 m y 15,46 m de longitud. Otro cilindro de 4,11 m de altura y 5,08 m de diámetro unido al anterior habilita el espacio para el CRDM. El espesor del material varía de 32 a 95 mm y su peso total es de 250 toneladas. El volumen de la contención

equivale a  $1.132,67 \text{ m}^3$  y está diseñado para soportar una presión de 12,82 bar en caso de fugas en el primario.

El blindaje secundario se compone de polietileno, plomo, hormigón, agua y una estera de colisión de secoya y acero. Se dispone alrededor de la contención de acero y pesa 1.803 toneladas aproximadamente.

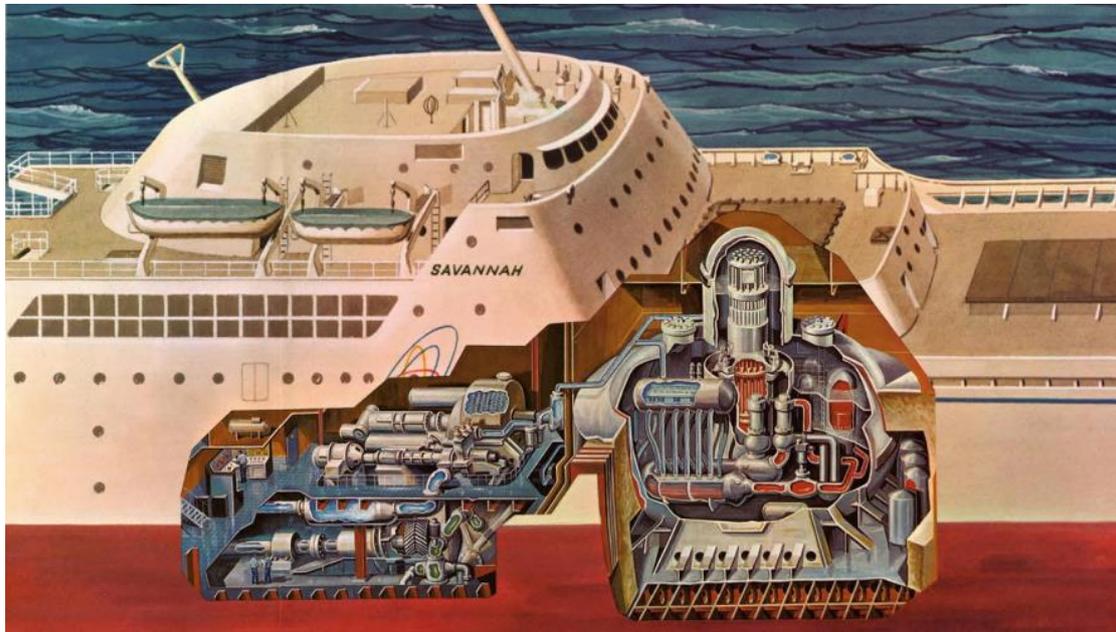


Figura 3.13: Sección de los blindajes primario y secundario y de la contención de acero. El fluido primario se muestra en rojo y el secundario en azul.

### 3.6.2. NS Otto Hahn

En 1962 la compañía alemana GKSS solicitó la fabricación de un buque nuclear para el transporte de mineral en el astillero "Kieler Howaldtswerke AG", y fue botado el 13 de junio de 1964. El reactor escogido para la propulsión del primer barco nuclear alemán fue del tipo PWR. El primer diseño del núcleo no fue optimizado debido a las incertidumbres de algunas propiedades de los materiales.

Tras diez años de servicio y 650.000 millas náuticas recorridas, el barco cesó su operación en 1979. El propósito de la investigación fue satisfecho y la compañía nacional procedió a la sustitución de la planta nuclear. El rechazo de varios puertos y los elevados costes operativos redujeron la vida operativa del reactor<sup>[18]</sup>.



Figura 3.14: NS Otto Hahn.

### Características generales

- Eslora total: 172 m.
- Manga: 23,4 m.
- Calado de diseño: 9,2 m.
- Carga máxima: 12.700 t.
- Peso específico del barco a plena carga: 1.195 kg/hp.
- Peso sin carga: 11.200 t.
- Desplazamiento máximo: 23.900 t.
- Tripulación: 63 (de los cuales 35 eran investigadores).
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 20.000; Máxima: 22.000. Potencia repartida uniformemente entre dos turbogeneradores.
- Velocidad máxima: 17 nudos. 97 rpm en ambos ejes.
- Peso aproximado de los sistemas del reactor y de la contención: 1.506 t.

### Descripción del reactor

Reactor PWR integral con una potencia térmica de 38 MWt. La vida del núcleo operando a plena potencia es de 946 días (21.600 horas equivalentes a plena potencia).

El combustible consiste en pellets de  $UO_2$  cuyo enriquecimiento en  $^{235}U$  varía entre el 3,5 y 6,6%. La primera carga de material fisible fue de 67,6 kg. Algunas barras combustibles estaban diseñadas para acomodar la expansión térmica de los pellets.

La geometría de los elementos combustibles es 17x17; formada por 4 barras estructurales, 32 tubos guía para las barras de control y 253 barras de combustible.

El núcleo tiene un diámetro de 1,05 m y una altura activa de 0,83 m. El flujo neutrónico térmico promedio en la periferia del núcleo es de  $1,1 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>·s.

El material de la camisa de presión es 15 MnMoNiV 53, con un revestimiento interno de CrNiNb para reducir el riesgo de corrosión de la vasija. La RPV tiene una altura de 8,58 m, un diámetro de 2,36 m y un espesor de 58 mm aproximadamente. Se diseñó para soportar una presión de 8,5 MPa y una temperatura de 300 °C. El peso de la camisa es aproximadamente 100.000 kg.

Cada uno de los elementos combustibles dispone de tubos guía para la inserción de barras de control; 32 barras de B<sub>4</sub>C con una longitud activa de 0,73 m. La velocidad de inserción/elevación es de 12,7 cm/min.

El diseño integral del reactor aloja las bombas del refrigerante primario, los generadores de vapor y el presionador dentro de la camisa de presión<sup>[18]</sup>.

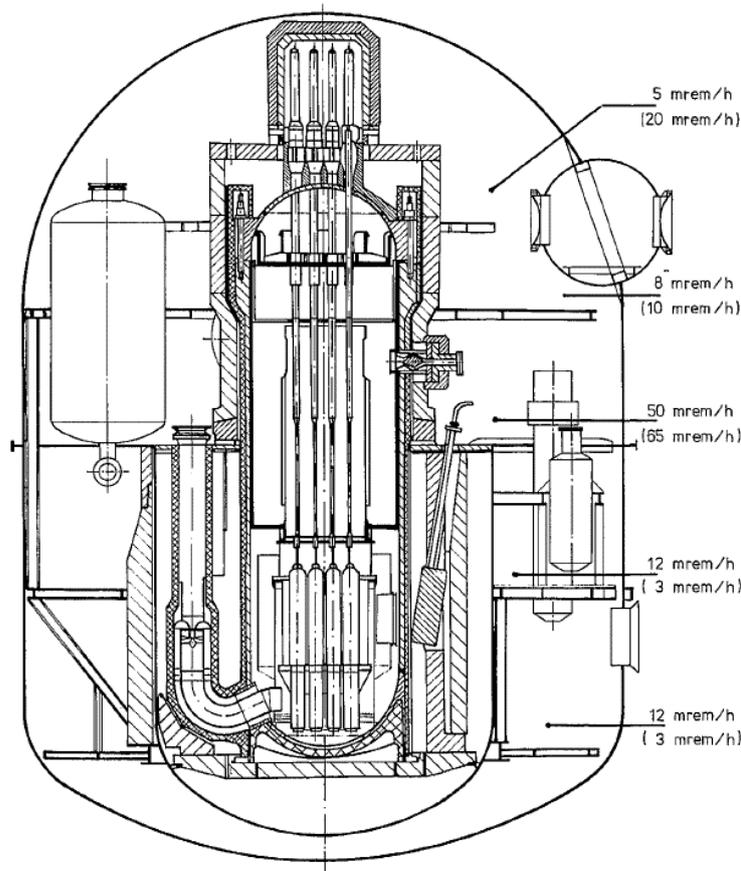


Figura 3.15: Sección vertical del reactor y contención del NS Otto Hahn.

Los sistemas que conforman el reactor tienen un peso aproximado de 113 toneladas.

### Circuito primario y secundario

El peso total del refrigerante es de 25 toneladas y es impulsado por tres bombas a través del sistema de tuberías primario, extrayendo el calor liberado por el combustible.

El flujo en el circuito secundario también es forzado. Los tres generadores de vapor son del tipo helicoidal de un único paso y el material de los tubos es una aleación de NiCr<sub>16</sub>Fe<sub>8</sub>. El vapor sobrecalentado generado abandona el intercambiador a una temperatura de 36 °C por encima de la temperatura de saturación.

Generadores de vapor del NS Otto Hahn		
Primario (tubos)	Presión del refrigerante en condiciones normales de operación (MPa)	6,35
	Caudal másico (kg/h)	2,40E+06
	Temperatura de entrada (°C)	278
	Temperatura de salida (°C)	267
	Presión de diseño (MPa)	8,5
Secundario (carcasa)	Temperatura del agua de alimentación (°C)	186
	Presión del vapor (MPa)	3,1
	Temperatura del vapor (°C)	273
	Caudal másico (kg/h)	64.000
	Presión de diseño (MPa)	-

Tabla 3: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor del NS Otto Hahn<sup>[19]</sup>.

### Blindaje y contención

El blindaje que rodea la camisa de presión compuesto por hierro y agua tiene un peso de 390 toneladas, una altura de 5 m y un diámetro de 5,36 m.

La contención de acero en la que se aloja el reactor tiene un diámetro de 9,5 m, una altura de 13,37 m y un espesor de 30 mm. Diseñada para soportar presiones de 14,5 bar y temperaturas de 200 °C en caso de un accidente base de diseño. El peso del acero que forma la contención y sumado al del blindaje equivale a 1.003 toneladas aproximadamente <sup>[19]</sup>.

#### 3.6.3. NS Mutsu

En agosto de 1963, el gobierno japonés estableció la Agencia de Investigación y Desarrollo de Barcos Nucleares de Japón y aprobó un plan preparado por el instituto de investigación atómica (JAERI) para el desarrollo de un prototipo de buque nuclear comercial. El Mutsu estaba destinado al transporte de cargamentos especiales y al entrenamiento de tripulación.

La estructura del barco, fabricada por "Ishikawajima-Harima Heavy Industries", comenzó su construcción en su fábrica secundaria de Tokio el 17 de noviembre de 1968. El casco fue completado en 1968 sin el reactor instalado<sup>[20]</sup>.

El 13 de julio de 1970, el Mutsu fue remolcado hasta el puerto de Ohminato en la bahía de Mutsu, donde se completó la instalación del reactor el 25 de agosto de 1972. El 4 de septiembre de ese mismo año se realizó la primera carga de combustible.

El 1 de septiembre de 1974 se realizó la primera prueba de reactor en la mar. Un diseño poco riguroso del blindaje condujo a fugas de radiactividad poco después de alcanzar la criticidad

inicial. Tras múltiples modificaciones, publicidad negativa y un coste del proyecto superior a \$1,2 billones el reactor nuclear fue finalmente sustituido por motores diésel y se rebautizó como Mairi.

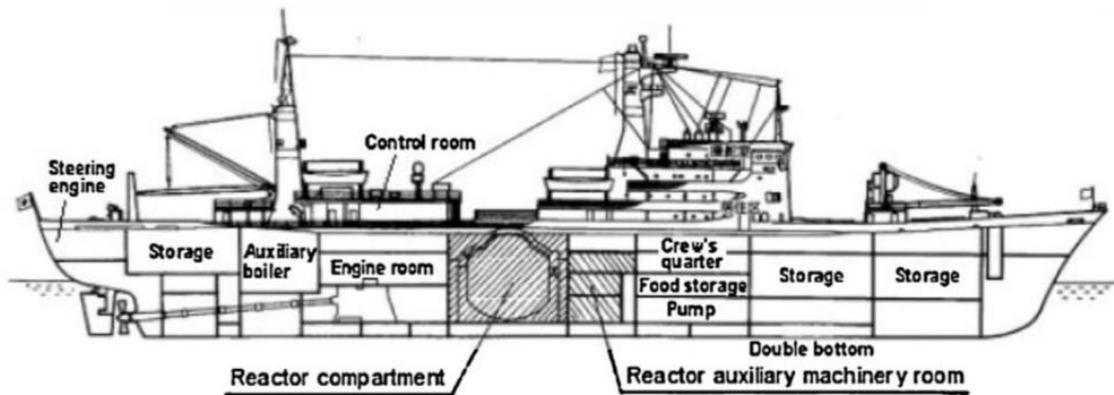


Figura 3.16: NS Mutsu.

### Características generales

- Eslora total: 130 m.
- Manga: 19 m.
- Calado de diseño: 6,9 m.
- Peso específico del barco a plena carga: 1.040 kg/hp.
- Desplazamiento máximo: 10.400 T.
- Tripulación: 80.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 10.000; Potencia entregada al único eje propulsor.
- Velocidad máxima: 16,5 nudos.
- Peso aproximado de todos los sistemas del reactor y contención: 3.200 T.

### Descripción del reactor

Reactor tipo PWR de 35 MWt con dos lazos diseñado por Mitsubishi Atomic Power Industries.

El combustible consiste en pellets de  $UO_2$  con una geometría 11x11 de los elementos combustibles. 32 elementos combustibles formaban el núcleo con dos zonas de enriquecimiento: 3,24% en los elementos internos y 4,44% en los externos. Cada elemento estaba compuesto por 112 barras combustibles y 9 barras que contenían silicato de boro. La longitud activa de las barras combustibles era de 1,04 m, mientras que la del veneno combustible alcanzaba únicamente 0,63 m<sup>[18]</sup>.

Las barras de control cruciformes estaban compuestas de una aleación de Ag-In-Cd y Zircaloy-2. La reactividad del núcleo solo podía controlarse a través de estas.

La vida del núcleo corresponde a 13.500 MW<sub>d</sub>, lo que se traduce en 9.257 horas equivalentes operando a plena potencia.

El reactor se sitúa en la zona central del barco dentro de una contención de acero, cuyo volumen interno equivale a 3.149 m<sup>3</sup> y su peso, unido al del reactor, suma 3.200 toneladas.

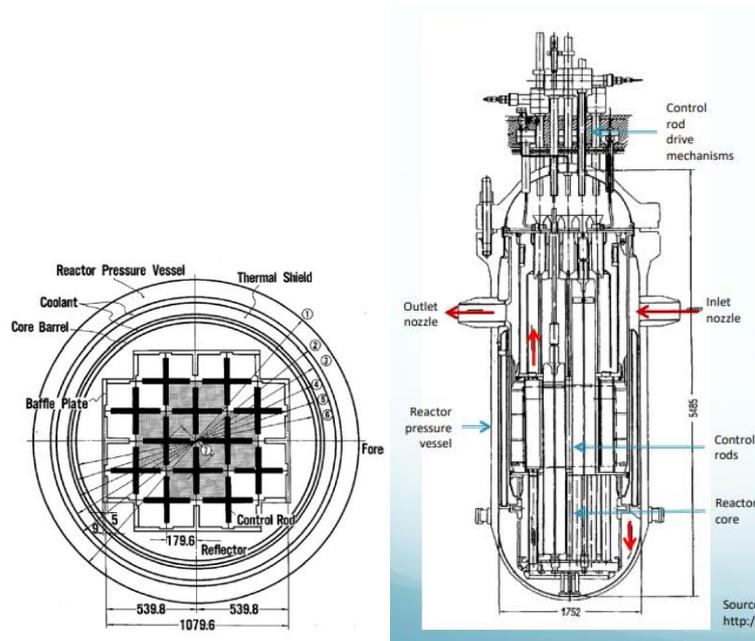


Figura 3.17: Configuración del núcleo del NS Mutsu y sección vertical del reactor.

### Circuito primario y secundario

Cada lazo primario dispone de un generador de vapor del tipo OTSG donde se genera el vapor saturado que cede parte de su energía a la turbina de propulsión.

Generadores de vapor del NS Mutsu		
Primario (tubos)	Presión del refrigerante en condiciones normales de operación (MPa)	11
	Caudal másico (kg/h)	1,80E+06
	Temperatura de entrada (°C)	285
	Temperatura de salida (°C)	271
	Presión de diseño (MPa)	-
Secundario (carcasa)	Temperatura del agua de alimentación (°C)	-
	Presión del vapor (MPa)	4
	Temperatura del vapor (°C)	252
	Caudal másico (kg/h)	-
	Presión de diseño (MPa)	-

Tabla 4: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor del NS Mutsu.

## Blindaje y contención

La contención nuclear consistía en un cilindro de acero de 10 m de diámetro y una altura de 10,55 m. La presión interna de diseño era 1,25 MPa a 189 °C, y la externa era de 0,3 MPa. La apertura de dos válvulas situadas en la zona inferior de la contención para evitar el colapso de la estructura en caso de que el barco se hundiera.

La primera versión del blindaje primario consistía en un espesor de 1 m de hormigón situado en la zona superior de la RPV, y un blindaje inferior compuesto por capas de agua y metal. El blindaje secundario estaba compuesto por hormigón, plomo, polietileno y agua.

A continuación, se muestra las modificaciones realizadas en el blindaje del reactor tras detectar una radiación de neutrones rápidos en el exterior superior a la esperada.

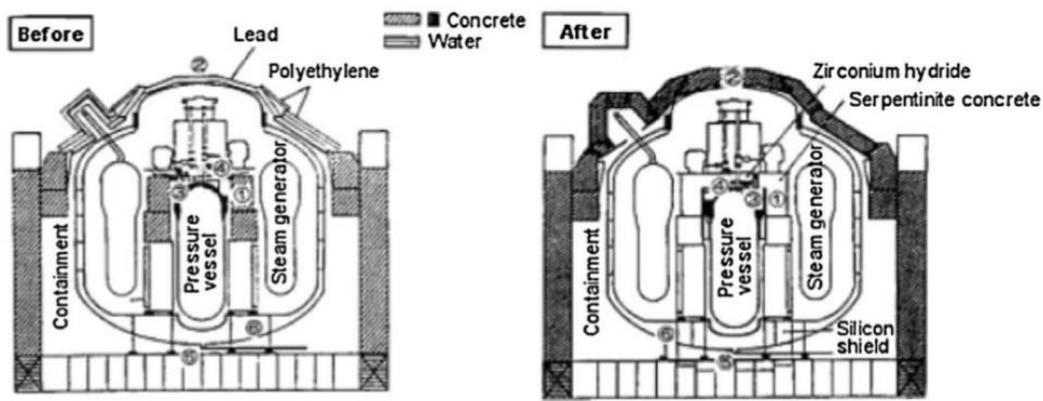


Figura 3.18: Modificaciones realizadas en el blindaje del NS Mutsu.

### 3.7. Rompehielos rusos

El Océano Ártico consiste fundamentalmente en islas dispersadas y extensas superficies heladas. La ruta del mar del norte demanda una clase especial de buque que permita navegar sus aguas y garantizar conexiones comerciales. Para romper el hielo de manera eficiente a su paso, los rompehielos disponen de una gran potencia de propulsión, son de eslora relativamente corta en comparación con su elevado tonelaje y de manga ancha.

Rusia es el único país que dispone de una flota de rompehielos nucleares. El rompehielos *Lenin* construido por la Unión Soviética en 1957 fue el primero de su especie. La segunda generación de rompehielos *Arktica* consiste en seis rompehielos, el primero de los cuales comenzó su operación en 1975. Las lecciones aprendidas de la operación y los avances tecnológicos en el campo de los reactores marinos condujeron a la clase *Taymyr*. El proyecto 22220 agrupa los rompehielos rusos más modernos.

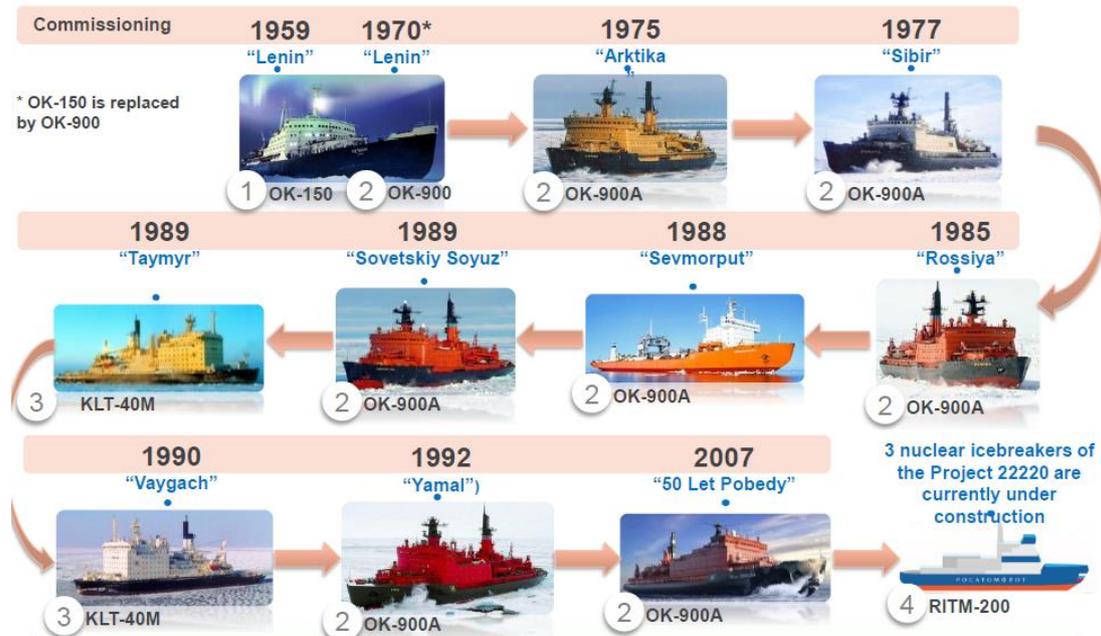


Figura 3.19: Cronología de las distintas generaciones de rompehielos nucleares rusos y clases de reactores. Fuente: Rosatom, Development of Floating Reactor Technologies.

Mientras que la información disponible a cerca del diseño de los reactores nucleares militares escasea, existe información valiosa a cerca de los reactores que operan en los rompehielos.

### 3.7.1. OK-150

El primer rompehielos (*Lenin*) estaba propulsado por tres reactores OK-150 de tipo PWR, con una potencia térmica de 90 MWt cada uno. Cada reactor disponía de dos lazos principales.

#### Características generales

- Eslora total: 134 m.
- Manga: 27,6 m.
- Calado de diseño: 10,5 m.
- Peso específico del barco: 364 kg/hp.
- Desplazamiento: 16.000 t.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 44.000; Potencia repartida en una proporción 1:2:1 entre tres ejes (330 toneladas de empuje equivalentes).
- Velocidad máxima: 18 nudos.
- Peso aproximado de todos los sistemas del reactor y contención: 3.500 toneladas<sup>[21]</sup>.

El combustible consistía en pellets de  $UO_2$  con un enriquecimiento del 5% y una carga inicial del isótopo  $^{235}U$  de 85 kg por núcleo aproximadamente. Cada núcleo, con una altura de 1,58 m y un diámetro de 1 m, contenía 219 elementos combustibles, con un total de 7.704 barras combustibles revestidas de Zr. El quemado del combustible estaba entre 18.000-20.000  $MW_d$ .

La reactividad del reactor podía controlarse variando el flujo del refrigerante gracias al coeficiente negativo de temperatura y variando la inserción de las barras de control. El quemado se mejoraba mediante el empleo del isótopo  $^{10}B$ , suavizando la distribución de potencia en dirección radial.

La RPV tenía una altura de 5 m y un diámetro de 2 m aproximadamente. La superficie interna de la camisa estaba recubierta por una lámina de acero inoxidable y contaba con un blindaje térmico constituido por placas de acero dispuestas entre el núcleo y la camisa.

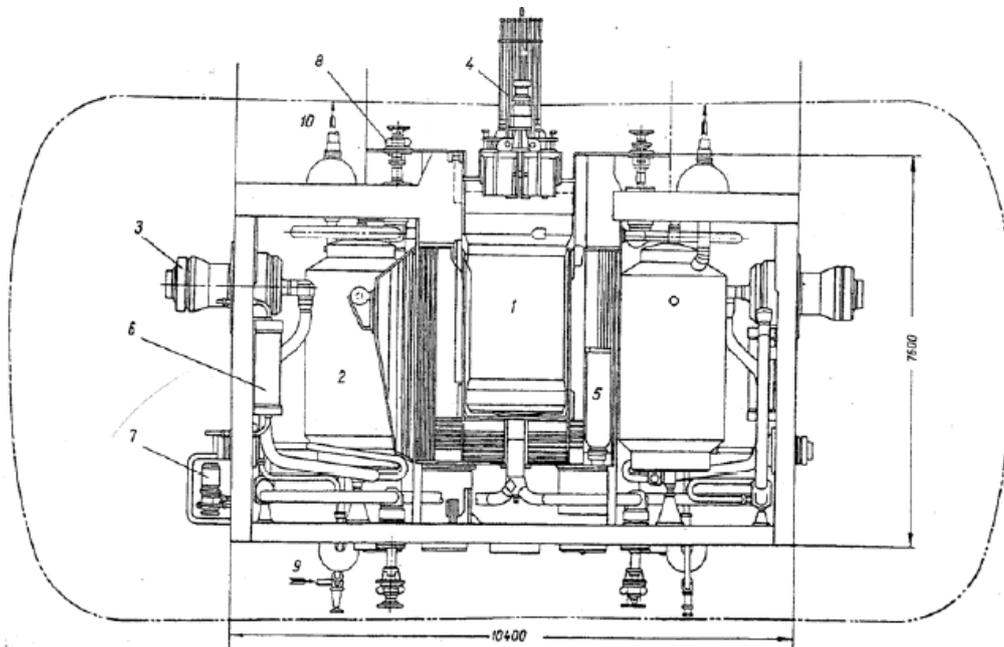


Figure 3.5 General lay-out of the OK-150 plant. 1. Reactor. 2. Steam generators. 3. Main circulation pumps. 4. Control rod drive mechanism. 5. Filter. 6. Cooler. 8. Primary circuit valve. 9. Feed-water inlet. 10. Steam outlet.

Figura 3.20: Esquema de la planta nuclear OK-150 del rompehielos *Lenin*.

### Circuito primario y secundario

Cada lazo primario contaba con un generador de vapor, dos bombas de circulación conectadas en paralelo (una de reserva), una bomba de emergencia, un filtro para el control químico y 4 presionadores.

Según Afrikantov, la temperatura del refrigerante a la entrada del reactor era 260 °C, y 312 °C a la salida, con un caudal másico que variaba entre 435 y 467 t/h operando a una potencia de 70-75% de la capacidad máxima. La presión en el primario, según Alexandrov, era de 20 MPa<sup>[22]</sup>.

El caudal másico que circulaba a través del circuito secundario, según Afrikantov, era de 250 t/h, con una temperatura del vapor sobrecalentado generado de 310 °C, 73 °C superior a la temperatura de saturación a 3,1 MPa.

### LOCA de 1966

La entrada del refrigerante situada en la zona inferior de la vasija dio lugar a que el error de un operador ocasionara el drenaje del refrigerante durante una parada para la recarga. El calor residual causó la fusión de varios elementos combustibles, impidiendo su extracción mediante el procedimiento usual.

### 3.7.2. OK-900

La contención y los tres reactores OK-150 fueron sustituidos por dos reactores OK-900 de 159 MW<sub>t</sub> cada uno<sup>[22]</sup>. Tales modificaciones, junto a las pruebas que las sucedieron, duraron desde septiembre de 1967 hasta abril de 1970. Un diseño mejorado de este reactor, el OK-900A de 171 MW<sub>t</sub>, se empleó para propulsar los rompehielos de segunda generación (clase *Arktika*): *Arktika*, *Sibir*, *Rossia*, *Sovetskiy Soyus*, *Yamal* y *50 Let Pobedy*. Se instalaron dos unidades en cada buque.

#### Características generales de la clase *Arktika*

- Eslora total: 148 - 159 m.
- Manga: 30 m.
- Calado de diseño: 11,8 m.
- Peso específico del barco: 320 kg/hp.
- Desplazamiento: 23.000 – 25.000 t.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 75.000; Potencia repartida entre tres hélices.
- Velocidad máxima: 18 - 20 nudos.
- Peso aproximado de todos los sistemas del reactor y contención: 3.500 toneladas.

Al margen de determinadas diferencias entre los diseños OK-900 y 900A, ambas plantas integran mejoras comunes.

Durante la operación de los reactores OK-150 se desarrollaron fisuras en el circuito de refrigeración primario debido a los ciclos térmicos. El nuevo diseño presentaba una respuesta mejorada ante los transitorios térmicos, lo que se tradujo en un aumento en la vida de diseño del sistema, de 25.000 a 50-60.000 horas.

#### Descripción del reactor

El número de lazos primarios se incrementó hasta cuatro en cada uno de los dos reactores instalados. Las tuberías de cada lazo se acortaron y los presionadores se sustituyeron por unos que empleaban un gas externo para la regulación de la presión en el primario.

El nuevo diseño de las penetraciones del circuito primario ubicadas en la zona superior de la camisa eliminaba la posibilidad de drenar el agua del núcleo debido a un error operativo como sucedió en 1966.

Se empleó una aleación de Zr-U revestida en Zirconio para sustituir al UO<sub>2</sub>, lo que aumentaba el calor específico y la conductividad térmica del combustible, eliminando al mismo tiempo el gas alojado entre el combustible y el revestimiento. Los primeros núcleos OK-900 presentaban una autonomía que variaba entre los 29-38.000 MW<sub>td</sub>, que posteriormente se incrementó a 88-96.000 MW<sub>td</sub> debido a un aumento en el enriquecimiento del Uranio.

El sistema de accionamiento de las barras de control (CRDM) fue sustituido debido a un incremento de la fuerza requerida para mover las barras. Esta modificación garantizaba su inserción en caso de fallo en la alimentación. Adicionalmente, se introdujo un sistema de inyección de absorbente líquido en caso de que las barras de control quedaran inmovilizadas.

La contención que rodeaba al Sistema de Suministro de Vapor Nuclear (NSSS) ofrecía protección frente a las radiaciones ionizantes procedentes del núcleo. Un sistema de válvulas permitía la entrada de agua a la contención en caso de hundimiento del barco para reducir el escape de radiactividad.

### 3.7.3. KLT-40

El reactor de 135 MW<sub>t</sub>, que ha estado operativo hasta la fecha, fue instalado en el buque de carga *Sevmorput* para su entrada en servicio en 1988. Posteriormente, se incrementó la potencia del reactor a 171 MW<sub>t</sub>, lo que dio lugar al diseño KLT-40M utilizado en la propulsión de los rompehielos *Taymyr* y *Vaigach*. El gobierno ruso, ante la llegada planeada en 1991 del buque *Sevmorput* al puerto de Tromsø, facilitó al gobierno Noruego el informe de seguridad del barco para autorizar su entrada. La información mostrada a continuación atañe al primer diseño instalado en el carguero. Se presume que el diseño posterior presenta características muy similares.

#### **Características generales del *Sevmorput***

- Eslora total: 260,3 m.
- Manga: 32,2 m.
- Calado de diseño: 11,8 m.
- Peso específico del barco a plena carga (en verano): 1.157 kg/hp.
- Desplazamiento máximo (en verano): 61.880 t.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 40.000; Potencia entregada a una única hélice de cuatro álabes.
- Velocidad máxima: 20,8 nudos.

#### **Características generales de la clase *Taimyr* y *Vaigach***

- Eslora total: 150,2 y 151,8 m.
- Manga: 29,2 m.
- Calado de diseño: 8 m.
- Peso específico del barco: 500 kg/hp.
- Desplazamiento: 20.000 t.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Nominal: 52.000; Potencia repartida entre tres hélices.
- Velocidad máxima: 18,5 nudos.

#### **Descripción del reactor**

El refrigerante entra por la zona superior de la vasija y fluye a través del reflector hasta la zona inferior del núcleo, extrayendo el calor de este en su ascenso hacia la salida, situada a la misma altura que la entrada. A continuación, el agua subenfriada fluye a través del generador de vapor y es recirculada nuevamente hasta el núcleo mediante una bomba primaria enlatada. El diseño es compacto, con una longitud del primario y número de bridas reducidos para minimizar las pérdidas de carga.

El núcleo tiene una altura de 1 m y un diámetro de 1,21 m, alojando 241 elementos combustibles en su interior dispuestos en una geometría triangular, espaciados 72 mm de sus inmediatos.

Cada elemento consta de 53 barras combustibles con un diámetro exterior de 5,8 mm, separadas 7mm entre sí. El material combustible es una aleación Zr-U, con un enriquecimiento del 90% en  $^{235}\text{U}$ , revestido en una aleación de Zr. El peso total de Uranio introducido en la primera carga del núcleo fue 167 kg. Algunas barras combustibles contenían Gadolinio natural.

La potencia del reactor puede controlarse regulando el caudal másico del refrigerante que atraviesa el núcleo gracias al coeficiente negativo de temperatura. La reactividad se controla mediante un sistema de barras de control. Una solución de  $\text{Cd}(\text{NO}_3)_2$  se inyecta en el núcleo para garantizar la parada del reactor en situaciones de emergencia.

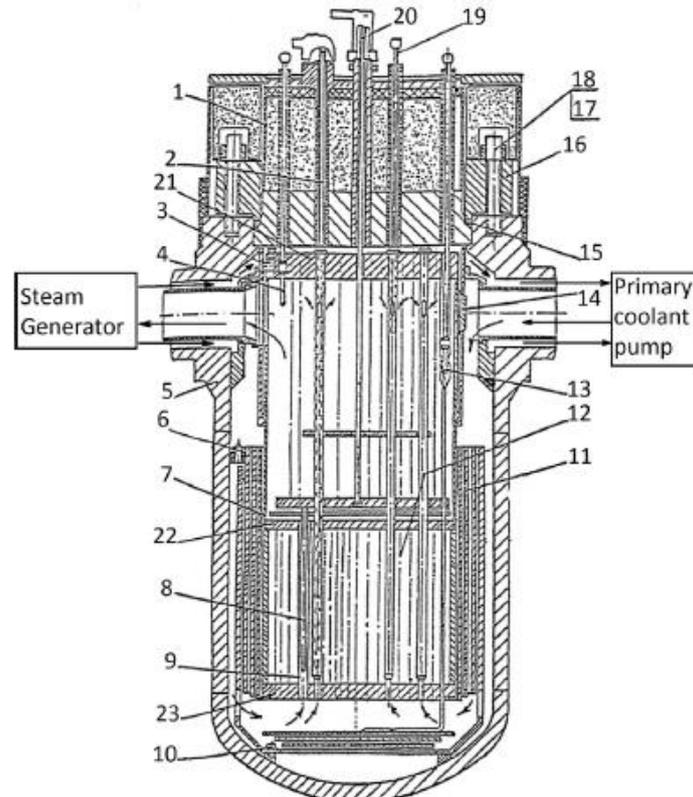


Figura 3.21: Sección vertical del reactor KLT-40.

### Circuito primario y secundario

El reactor consta de cuatro lazos de refrigeración, cada uno de los cuales dispone de un generador de vapor, una bomba de circulación y un presionador que regula la presión del primario mediante un sistema de inyectores de gas. A continuación, se recogen los datos termohidráulicos del fluido primario y secundario y se muestra un esquema de los componentes previamente mencionados.

Generadores de vapor del NS Sevmorput		
Primario (tubos)	Presión del refrigerante en condiciones normales de operación (MPa)	13
	Caudal másico (kg/h)	-
	Temperatura de entrada (°C)	278
	Temperatura de salida (°C)	318
	Presión de diseño (MPa)	-
Secundario (carcasa)	Temperatura del agua de alimentación (°C)	-
	Presión del vapor (MPa)	4
	Temperatura del vapor (°C)	290
	Caudal másico (kg/h)	-
	Presión de diseño (MPa)	-

Tabla 5: Parámetros termohidráulicos del sistema de refrigeración del reactor KLT-40.

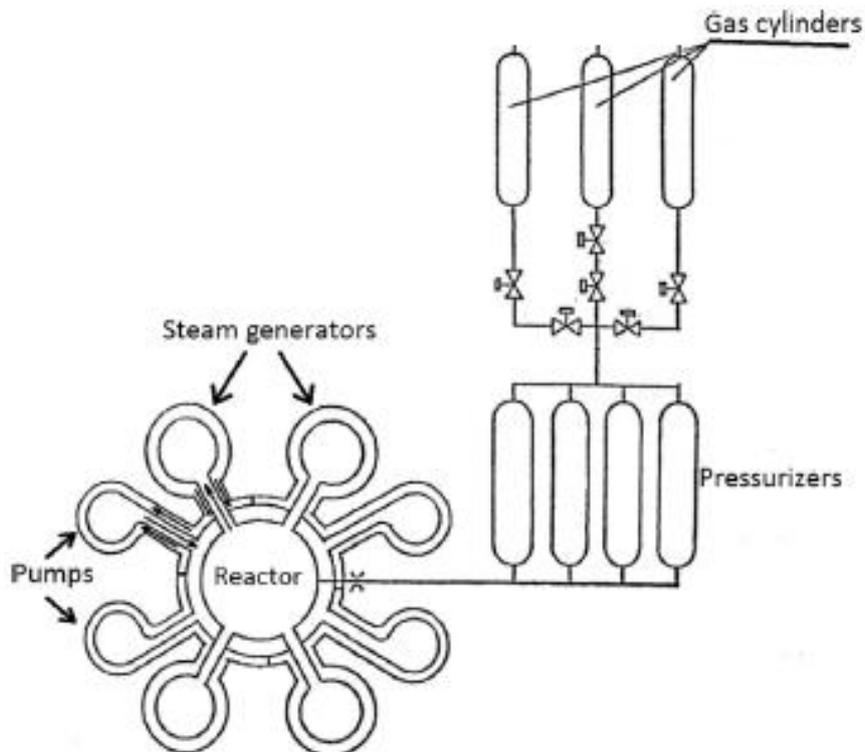


Figura 3.22: Sistema de refrigeración del reactor KLT-40.

## Blindaje y contención

El blindaje primario consiste en capas de agua y acero dispuestas radialmente y un blindaje de hormigón situado sobre la tapa de la vasija.

La contención del reactor dispone de un sistema de válvulas de seguridad que reduce la presión en el interior en caso de que esta sobrepase un valor de 0,5 bar. Las válvulas se abren permitiendo el intercambio de calor con una piscina de agua limítrofe, condensando la mezcla aire-vapor y reduciendo consecuentemente la presión interna de la contención.

### 3.7.4. RITM-200

Este es el modelo SMR empleado para la propulsión de la flota de rompehielos rusos más grande y potente del mundo, los pertenecientes al Proyecto 2220. Su área principal de operación es la región occidental del Ártico, incluidos los mares de Barents, Pechora y Kara, las áreas poco profundas del Yenisei y el Golfo del Obi. También operan en la región oriental del Ártico durante el periodo verano-otoño.

El *Arktika* fue el primero de esta nueva serie en comenzar su operación en el 2020, precediendo el inicio del servicio de los rompehielos *Sibir* y *Ural*, botados en 2021 y 2022 respectivamente. Actualmente el *Yakutiya* y el *Chukotka* se hallan en construcción en los Astilleros del Báltico de San Petersburgo, y está planeada la construcción de dos más.

### Características generales de los rompehielos del Proyecto 2220

- Eslora total: 160-173,3 m.
- Manga: 33-34 m.
- Calado de diseño: 8,5-10,5 m.
- Peso específico de la planta: 363 kg/hp.
- Desplazamiento: 25.540 – 33.530 t.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Máxima: 80.000; Potencia repartida entre tres hélices.
- Velocidad máxima: 22 nudos.
- Peso aproximado de los sistemas del reactor alojados en la contención: 1.100 toneladas.

### Descripción del reactor

Cada rompehielos de esta clase incorpora dos unidades RITM-200, consistentes en un diseño PWR integral con una capacidad térmica de 175 MW<sub>t</sub> cada una. El vapor generado se emplea para accionar dos turbogeneradores principales que, a su vez, generan energía eléctrica para alimentar los motores de propulsión de 27.000 hp cada uno. Se acopla un motor a cada una de las tres hélices que propulsan el rompehielos.

Los reactores, diseñados por OKBM Afrikantov, emplean un enriquecimiento de hasta el 20% en <sup>235</sup>U. Operando con un factor de capacidad de 0,65, se precisa realizar paradas para la recarga del combustible cada siete años, con una vida de servicio de 40 años.

Las dimensiones de los sistemas primarios y de seguridad alojados en la contención que componen cada unidad de generación son 6 x 6 x 15,5 m<sup>3</sup>, con un peso de 1.100 t.



Figura 3.23: Disposición de los sistemas integrados en la contención del RITM-200.

Este modelo también encuentra su aplicabilidad en el campo de la generación eléctrica terrestre. El comienzo de la operación de la primera central nuclear de 100 MW<sub>e</sub> netos está programado para 2027 en Rusia.

El RITM-400 será el reactor empleado para la propulsión del primer rompehielos “Leader” del Proyecto 10510, cuyo inicio de operación está previsto para 2027. Esta nueva flota de rompehielos garantizará las conexiones comerciales a través de la Ruta Marítima del Norte, Asia y otras regiones del Pacífico durante todo el año.

#### **Características generales del *Leader***

- Número de reactores por buque: 2.
- Capacidad térmica de cada reactor: 315 MW<sub>t</sub>.
- Potencia de los motores de propulsión: 4 x 30 MW.
- Eslora total: 209 m.
- Manga: 47,5 m.
- Calado de diseño: 13 m.
- Peso específico del barco a plena carga: 439 kg/hp.
- Desplazamiento: 70.600 t.
- Shaft Horsepower (S.H.P.) Máxima: 161.000; Potencia repartida entre 4 ejes de propulsión.
- Peso de los sistemas integrados en la contención: 1.945 t.
- Dimensiones de la contención: 9 x 8,2 x 17,5 m<sup>3</sup>.

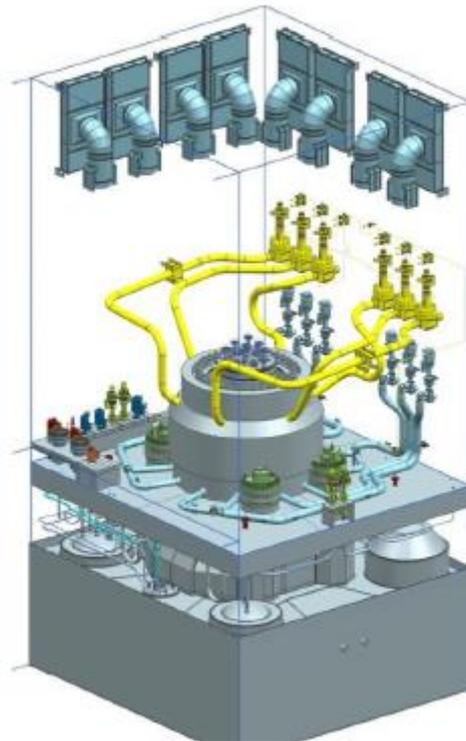


Figura 3.24: Disposición de los sistemas integrados en la contención del RITM-400.

### 3.8. Centrales nucleares flotantes

En este apartado se exponen los principales rasgos de algunas centrales flotantes actualmente en operación y otras cuya fecha de comienzo de operación se proyecta a corto plazo.

#### ***Akademik Lomonosov KLT-40S***

El KLT-40 se ha acondicionado para operar en la central flotante de generación eléctrica (FNPP) rusa *Akademik Lomonosov*, cuya operación comenzó en 2019 en Pevek. Un concepto de central nuclear que muestra varias ventajas: puede ser fácilmente transportada para alimentar distintos emplazamientos, realizar recargas, tareas de mantenimiento o desmantelamiento, es resistente a los seísmos, está rodeada por el agua de mar que se emplea para la refrigeración activa o pasiva, es capaz de suministrar energía a regiones remotas en las que la construcción de una planta de generación terrestre no es viable<sup>[23]</sup>.

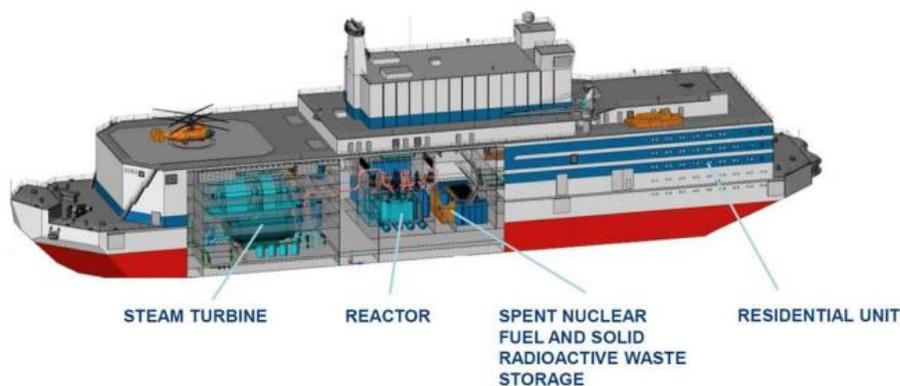


Figura 3.25: Akademik Lomonosov.

### Características generales de la central *Akademik Lomonosov*

- Número de reactores: 2.
- Capacidad térmica: 2 x 150 MW<sub>t</sub>.
- Capacidad eléctrica: 2 x 35 MW<sub>e</sub>.
- Intervalo entre recargas: 2,5 – 3 años.
- Vida de diseño: 40 años.
- Desplazamiento: 21.500 t.
- Eslora: 144,4 m.
- Manga: 30 m.
- Calado: 5,6 m.
- Peso de los sistemas integrados en la contención: 1.870 t.
- Dimensiones de la contención: 12 x 7,9 x 12 m<sup>3</sup>.

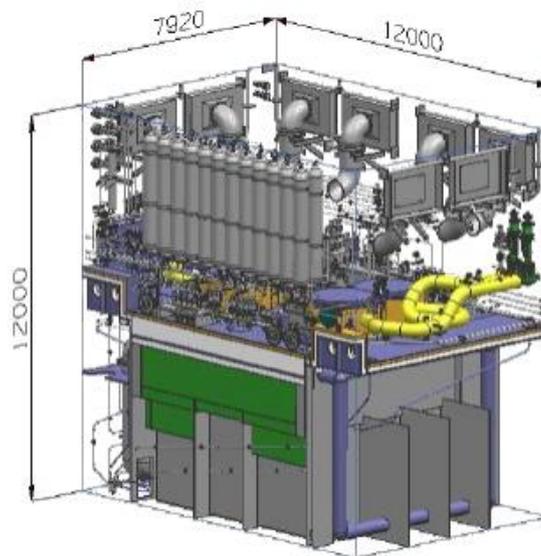


Figura 3.26: Disposición de los sistemas integrados en la contención del KLT-40S.

### OPEB RITM-200M

El RITM-200M es muy similar a los RITM-200 en servicio a bordo de los rompehielos del Proyecto 22220 LK-60Y, habiéndose optimizado su diseño para las centrales flotantes de generación eléctrica.

A diferencia de la central *Akademik Lomonosov*, la central OPEB que opere con este reactor no dispondrá de un compartimento de almacenamiento de combustible gastado ni de un sistema para la manipulación de este, por lo que estos recursos deberá aportarlos una instalación costera o una embarcación destinada a tal fin.

Existe una gran demanda de FNPPs a lo largo de la Ruta del Norte de Rusia. Rosatom planea la puesta en marcha de dos centrales OPEB al inicio de 2027 y otras dos en el último cuarto de 2018. Una quinta central cubrirá la demanda energética durante el periodo de mantenimiento de alguna de las anteriores<sup>[23]</sup>.

### Características generales de las centrales OPEB

- Número de reactores por FNPP: 2.
- Potencia térmica: 2 x 175 MW<sub>t</sub>.
- Potencia eléctrica: 2 x 50 MW<sub>e</sub>.
- Intervalo entre recargas: 10 años.
- Vida de diseño: 60 años.
- Eslora media: 112 m.
- Manga media: 25 m.
- Desplazamiento: 17.500 t
- Peso de los sistemas integrados en la contención: 1.300 t.
- Dimensiones de la contención: 6,7 x 6,8 x 16 m<sup>3</sup>.

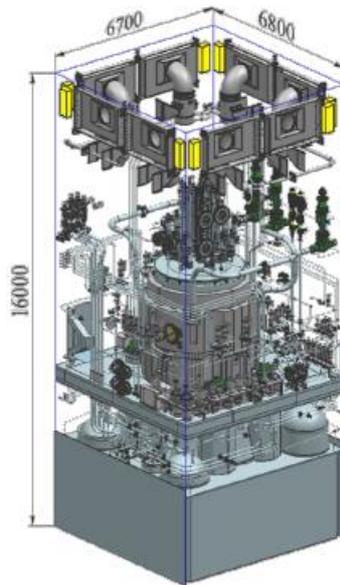


Figura 3.27: Disposición de los sistemas integrados en la contención del RITM-200M.

### CNNC ACP100S

CNNC está desarrollando dos PWRs para su uso en centrales nucleares flotantes: el ACP100S y el ACP25S. Estos diseños son similares al del PWR integral terrestre ACP100, con una capacidad de 385 MW<sub>t</sub> y 125 MW<sub>e</sub>, aunque la versión marina no emplea boro soluble para el control de la reactividad. Es un diseño similar al de los PWR marinos integrales RITM-200M y K-15<sup>[23]</sup>.

Las principales características de la central nuclear flotante CNNC son las siguientes:

- Casco doble transportable (no autopropulsado).
- Amarre en muelle protegido para el suministro local o regional de energía
- Suministro de calor a baja temperatura para procesos industriales
- Desalinización de agua marina.
- Muelle con distintos puntos de amarre para garantizar la seguridad de la planta ante condiciones ambientales adversas.

- Integración de los sistemas del reactor, turbinas de vapor, sistemas de conversión térmica auxiliares, sala de control, sistema de aporte energético y otros sistemas auxiliares.
- Barco de apoyo para el suministro de energía y almacenamiento del combustible gastado.
- Suministro energético en alta mar.

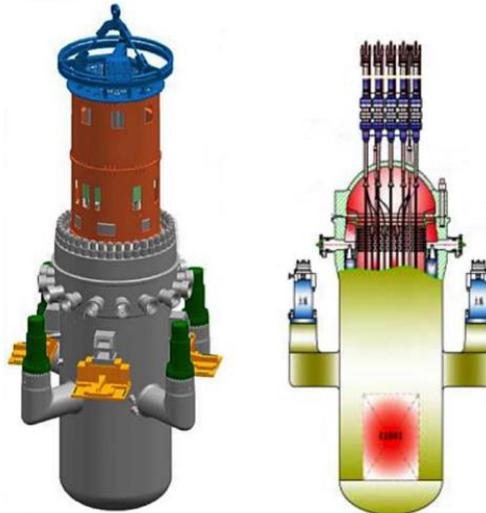


Figura 3.28: ACP100.

A continuación, se muestran las características y los parámetros de operación de cada reactor marino:

Parameter	ACP25S	ACP100S
Thermal power	100 MWt	385 MWt
Electrical power	About 28 MWe	About 125 MWe
Reactor type	Loop type	Integrated
Refueling interval	1.5 years	2 years
Design life		60 years
Coolant avg. temp	280 °C (536 °F)	303 °C (577 °F)
Primary pressure	15 MPa (2,176 psia)	15 MPa (2,176 psia)
Pressurizer (PZR)	Separate PZR	Separate PZR
# fuel assemblies	25	57, CF3 shortened assemblies
Fuel enrichment		4.45%
Reactivity control	Control rods, solid burnable poison	25 x control rods, solid burnable poison
Steam generator type	2 x U-tube steam generators	16 x once-through steam generator (OTSG) modules
Main steam pressure	4.2 MPa (609 psia)	4 MPa (580 psia)
Main coolant pumps	2	4 x canned pumps
Safety systems	Active & passive	Active & passive
FNPP vessel type	Double hull, double bottom	Double hull, double bottom
Hull displacement	15,000 metric tons	40,000 metric tons

Tabla 6: Parámetros de los reactores marinos desarrollados por CNNC.

## CGN ACPR50S

En enero de 2016 CGN, la principal competidora de CNNC a nivel nacional, anunció la construcción de una central nuclear flotante con un PWR ACPR50S compacto que comenzó su operación en 2022, con una capacidad de  $200 \text{ MW}_t$  y  $60 \text{ MW}_e$  [23].

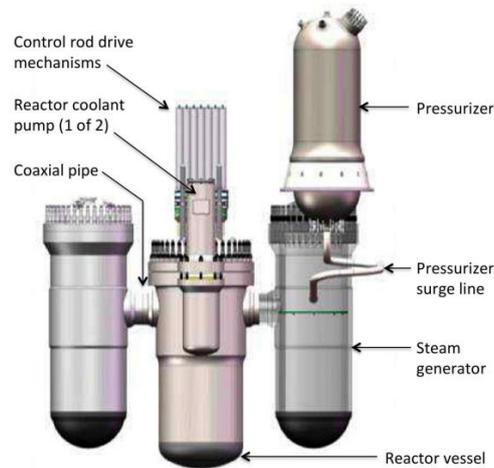


Figura 3.29: ACPR50.

La central nuclear flotante CGN está diseñada para proporcionar los siguientes servicios:

- Suministro de energía eléctrica en ubicaciones costeras y alta mar.
- Producción de agua potable mediante el proceso de Destilación por Múltiple Efecto (MED), que emplea el calor residual de la producción energética
- Producción de agua doméstica mediante el proceso de Osmosis Inversa (OI)
- Calor a baja temperatura para el proceso de refrigeración por absorción de bromuro de litio o amoniaco

La central flotante precisa de las siguientes instalaciones costeras para garantizar la seguridad y correcto funcionamiento de la planta:

- Edificios destinados al almacenamiento temporal del combustible gastado
- Edificio de tratamiento de residuos radiactivos para el posterior almacenamiento de los residuos
- Edificio de mantenimiento



Figura 3.30: Instalación costera de la central nuclear flotante CGN.

A continuación, se muestran los parámetros del ACPR50S:

Parameter	ACPR50S
Thermal power	200 MW <sub>t</sub>
Electrical power	60 MW <sub>e</sub>
Reactor type	Modular
Refueling interval	2.5 years
Design life	40 years
Coolant avg. temp	310 °C
Primary pressure	15.5 Mpa
Pressurizer	External
# fuel assemblies	37 x shortened 17x17 assemblies
Fuel enrichment	< 5%
Reactivity control	16 Ag-In-Cd control rods, Gd solid burnable poison
Steam generator type	2 x helical coiled tube OTSG
Main steam pressure	4.68 Mpa
Main coolant pumps	2 x canned-motor pumps

Tabla 7: Parámetros generales del ACPR50S.

Además de cumplir con las regulaciones sujetas a las centrales terrestres, el diseño de la central flotante ACPR50S contempla los efectos del oleaje en la inserción y permanencia de las barras de control en el núcleo, así como el comportamiento termohidráulico de los sistemas de refrigeración pasiva.

CGN colabora con el Centro de Diseño y Desarrollo de Barcos de China (CSRDC) para estudiar los requisitos de diseño relativos a la seguridad marina. Otras entidades como Lloyd's Register y CNPTRI son las responsables de investigar los procedimientos a seguir en caso de accidente severo en las centrales flotantes.

La central flotante CGN reemplazará las turbinas de gas actuales que generan energía para el funcionamiento de las plataformas de extracción de petróleo remotas. El proyecto piloto se

llevará a cabo en la costa norte del país para asistir las plataformas situadas en el mar de Bohai. La central flotante podrá ser autopropulsada o remolcada por una embarcación de arrastre.

### Kepeco E&C BANDI-60S

Esta subsidiaria de la empresa nacional Kepeco ha estado desarrollando una central nuclear flotante durante una década, destinada a ofrecer los siguientes servicios<sup>[23]</sup>:

- Casco transportable.
- Amarre en muelle protegido para el suministro local o regional de energía, garantizando la seguridad de la planta y de la población ante condiciones ambientales adversas
- Suministro de calor a baja temperatura para procesos industriales
- Desalinización de agua marina.
- Sistema de posicionamiento dinámico para el suministro energético en alta mar.



Figura 3.31: Diseño conceptual de la BANDI-60S FNPP.

La central flotante alojará un PWR modular BANDI-60S con las siguientes características:

- 200 MW<sub>t</sub> / 60 MW<sub>e</sub>
- 52 elementos combustibles (17x17) con un enriquecimiento del 4,95%
- RPV de 11,2 m de altura y 2,8 m de diámetro con presionador integrado
- CRDM integrado en la camisa eliminando el riesgo de eyección de las barras de control
- Eliminación del riesgo de fugas a través de la zona inferior de la vasija: las penetraciones se sitúan por encima del núcleo
- Tuberías coaxiales cortas conectando la camisa de presión con los generadores de vapor de tubos en “U”
- Bombas de refrigerante primario enlatadas situadas bajo los generadores de vapor, reduciendo el riesgo de fugas
- Control de la reactividad sin uso de Boro, a través de la inserción de las barras de control y venenos neutrónicos combustibles
- Sistemas de refrigeración pasiva para gestionar los escenarios que suceden a un accidente.

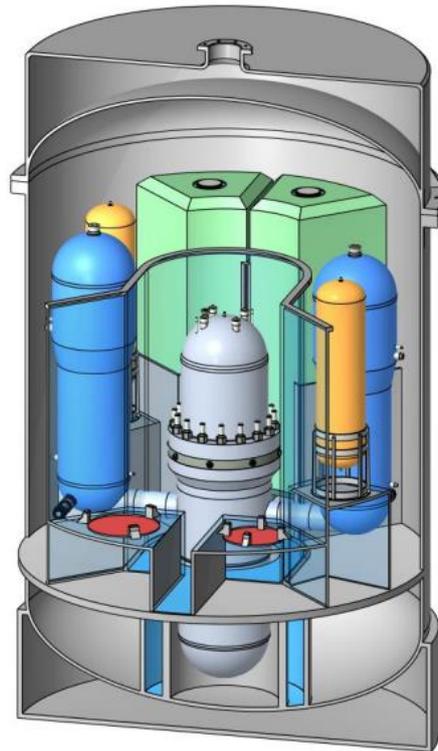


Figura 3.32: BANDI-60S alojado en una contención metálica.

Kepeco E&C firmó en octubre de 2020 un acuerdo con DSME para colaborar en el desarrollo de la tecnología nuclear marina. El comienzo de la construcción de su central flotante permanece indefinido.

### Seaborg CMSR

La compañía danesa fundada en Copenhague en 2014 se centra en el desarrollo de reactor compacto de sales fundidas para su empleo en centrales flotantes. La central flotante Seaborg carece de sistema de propulsión y está compuesta por tres módulos principales<sup>[23]</sup>.



Figura 3.33: Seaborg CMSR FNPP.

Cada módulo de generación eléctrica tiene una capacidad de 200 MW<sub>e</sub>. La primera familia de centrales dispondrá de un único módulo de potencia, que tras superar el periodo experimental y demostrar su fiabilidad podrá, mediante la adición de módulos, aumentar su capacidad hasta 800 MW<sub>e</sub>.

EL reactor CMSR a bordo del Seaborg presenta las siguientes características:

- Empleo de un moderador líquido propiedad de la empresa que reduce el tamaño del reactor: 1/8 del tamaño de su modelo MSTW terrestre moderado con grafito
- Extracción continua de productos de fisión volátiles, reduciendo la cantidad de material radiactivo liberado en caso de accidente
- Recarga de combustible en línea, sin necesidad de detener la reacción en cadena como sucede con otras tecnologías
- Tanques de drenaje para almacenar el combustible fundido en caso de accidente
- Eliminación del riesgo de generación de hidrógeno en el núcleo del reactor y de fundición del núcleo.



Figura 3.34: Disposición general de los sistemas del reactor Seaborg CMSR.

El proyecto dispone de los fondos necesarios para completar las primeras etapas del proceso de calificación de nuevas tecnologías (NTQ) propuesto por *American Bureau of Shipping (ABS)*. La construcción de un prototipo a escala para su demostración en 2025 precisará, en todo caso, de una financiación mucho mayor.

## 4. Small Modular Reactors

Ante una tendencia creciente de la demanda eléctrica a nivel mundial y el interés por responder a la misma con el uso de fuentes limpias, el sector privado ha dado un paso al frente en la financiación de I+D en el campo de los reactores modulares de pequeña potencia (SMR). Gran parte de los reactores avanzados que actualmente se hallan en fase de diseño o en construcción son SMR y presentan las siguientes ventajas:

- Estandarización de los diseños acelerando el proceso de licenciamiento, reduciendo costes de capital y tiempos de construcción.
- Simplificación y robustez del diseño, reduciendo el riesgo de fusión del núcleo y de otros de accidentes.
- Mayor factor de capacidad y vida de diseño (típicamente 60 años).
- Sistemas pasivos de gestión accidental que otorgan un periodo de gracia sustancial.
- Reforzamiento contra impactos aéreos, reduciendo posibles emisiones radiactivas.
- Mayor eficiencia en el quemado del combustible y reducción de los residuos radiactivos.
- Extensión de los ciclos del combustible a través del empleo de venenos sólidos combustibles.

Name	Capacity	Type	Developer
CNP-300	300 MWe	PWR	SNERDI/CNNC, Pakistan & China
PHWR-220	220 MWe	PHWR	NPCIL, India
EGP-6	11 MWe	LWGR	at Bilibino, Siberia (cogen, soon to retire)
KLT-40S	35 MWe	PWR	OKBM, Russia
RITM-200	50 MWe	Integral PWR, civil marine	OKBM, Russia

Tabla 8: SMRs en operación. Fuente: World Nuclear Association.

Name	Capacity	Type	Developer
CAREM25	27 MWe	Integral PWR	CNEA & INVAP, Argentina
HTR-PM	210 MWe	Twin HTR	INET, CNEC & Huaneng, China
ACP100/Linglong One	125 MWe	Integral PWR	CNNC, China
BREST	300 MWe	Lead FNR	RDIP, Russia

Tabla 9: SMRs en construcción. Fuente: World Nuclear Association.

La reducción del coste de fabricación derivada de su diseño modular, que permite ensamblar in situ los componentes prefabricados a gran escala, es la principal ventaja competitiva de estos reactores. A diferencia de los reactores de potencia más grandes, los SMR no superan una potencia de 300 MWe por unidad. Su naturaleza modular permite aumentar la potencia instalada añadiendo unidades en función de la demanda y el emplazamiento, dotándolos de flexibilidad operativa.

Además de la producción eléctrica, los SMR también pueden destinarse a otras aplicaciones, como procesos industriales de producción de hidrógeno, desalinización de agua de mar o generación de calor.

Los reactores avanzados pueden clasificarse según refrigerante, espectro neutrónico, temperatura de operación y propósito. Según la edición de 2020 del folleto bienal de la IAEA, *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments*<sup>0</sup>, existen más de 70 diseños SMR diferentes en fase de desarrollo en 18 países. Su variedad, grado de innovación y surgimiento de novedosos métodos de fabricación modular, dificultan el proceso de comercialización. Para acelerar la puesta en marcha segura de los SMR, la IAEA ha creado una iniciativa para desarrollar políticas regulatorias de manera conjunta, la *Nuclear Harmonization and Standardization Initiative* (NHSI), reuniendo los esfuerzos de reguladores, diseñadores, vendedores, operadores y cargos elevados de cada gobierno por maximizar la contribución para alcanzar los propósitos establecidos en la Agenda 2030 y el Acuerdo de París.

La *Advanced Reactors Information System* (ARIS) es una base de datos que surge para proporcionar información homogénea a los estados miembros con un plan nuclear existente o en fase de desarrollo, sobre las últimas tendencias tecnológicas y avances en el diseño de nuevas plantas de generación. ARIS incluye reactores de todo tipo y tamaños, desde diseños evolutivos basados en simplificar y aumentar la seguridad de los diseños de reactores con una experiencia operativa extensa (generación III y III+), hasta los conceptos más innovadores que aún se hallan en fase de desarrollo (generación IV). En función del nivel de desarrollo de los distintos diseños, ARIS incluye información acerca de los sistemas de suministro de vapor (NSSS), conceptos de seguridad, rendimiento de la planta, gestión de combustible gastado y residuos radiactivos, y otros datos técnicos clave.

A continuación, se describen brevemente las diferentes tecnologías integradas en los SMR, acompañadas de algún ejemplo.

#### 4.1. SMRs de agua ligera

Estos diseños cuentan con la ventaja de integrar una tecnología madura empleada en la mayoría de las grandes plantas de generación eléctrica. Entre los distintos reactores que sitúan en este grupo encontramos diseños PWR, BWR, SCWR y HWR. El reactor argentino CAREM se encuentra en fase de construcción y su operación experimental comenzará este año. Múltiples diseños se encuentran en una situación similar, incluyendo el ACP-100 en China o el NuScale en los Estados Unidos, ambos integrales. En este grupo también se recogen los SMRs destinados a aplicaciones marinas, como el KLT-40S de la central de generación flotante Akademik Lomonosov, situada en la ciudad rusa de Pevek.

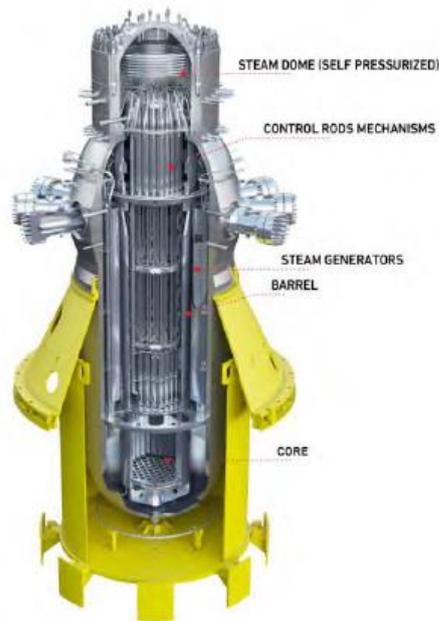


Figura 4.1: CAREM (CNEA, Argentina).

#### 4.2. SMRs de gas a alta temperatura

Los reactores de alta temperatura refrigerados por gas son capaces de proporcionar una temperatura superior a los 750°C y pueden generar energía eléctrica con una eficiencia elevada. La industria y la cogeneración son otros de los campos de aplicación de estos reactores. Entre los distintos HTGR descritos en el folleto de la IAEA<sup>0</sup> se halla el HTR-PM de diseño chino, actualmente en fase de construcción, incluidos los reactores que llevan en operación más de 20 años en China y Japón, con fines de investigación tecnológica.

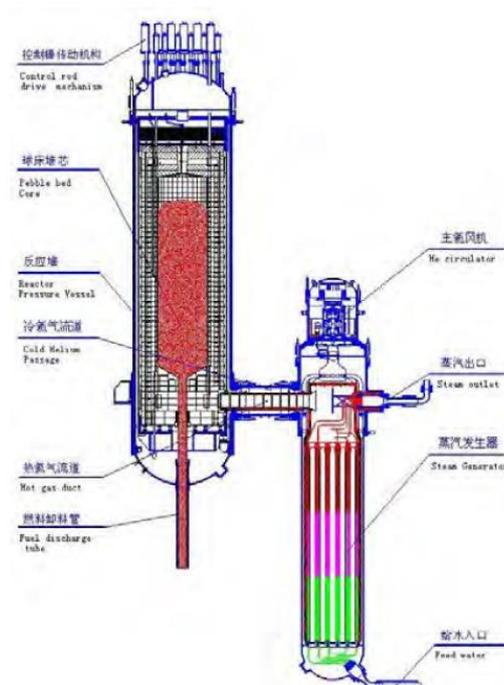


Figura 4.2: HTR-PM (Universidad de Tsinghua, China).

### 4.3. SMRs de espectro neutrónico rápido

Entre los diferentes refrigerantes que pueden emplear los reactores de espectro neutrónico rápido se encuentran el sodio, metales líquidos pesados (p.e. Pb o Pb-Bi) y el helio. Los avances tecnológicos y legales llevados a cabo en esta materia son notables. Prueba de ello es el BREST-OD-300, un reactor rápido refrigerado con plomo que se halla en proceso de construcción en Seversk (Rusia) con vistas a iniciar su operación a finales del 2026. Este prototipo será la base de futuros diseños próximos a ciclos de combustible cerrados.



Figura 4.3: BREST-OD-300 (Niket, Federación Rusa).

### 4.4. Micro-SMRs

El desarrollo de estos reactores “XS” de hasta 10 MW<sub>e</sub> emerge para servir a un nicho de generación eléctrica y calefacción urbana aplicable a regiones remotas, minería y edificios industriales que durante décadas se han alimentado de centrales de generación diésel. Pueden emplear distintos tipos de refrigerante y diseños con tuberías térmicas para el transporte del calor. Varios de estos diseños están atravesando una fase de licenciamiento en Canadá y Estados Unidos para el despliegue comercial a corto plazo.



Figura 4.4: MMR (Ultra Safe Nuclear Corporation, USA).

#### 4.5. SMRs de sales fundidas

Las sales fundidas que circulan por núcleo de esta variedad de SMRs desempeñan una doble funcionalidad, actuando como refrigerante y combustible al mismo tiempo. El refrigerante monofásico opera a baja presión, lo que permite reducir el tamaño de la contención. Una eficiencia elevada debido a la alta temperatura de operación, un ciclo flexible del combustible o características de seguridad mejoradas, son otra de las ventajas derivadas del empleo de las sales fundidas como refrigerante. Actualmente varios reactores basados en esta tecnología se encuentran en la fase preliminar de licenciamiento en Canadá, Estados Unidos y Reino Unido.

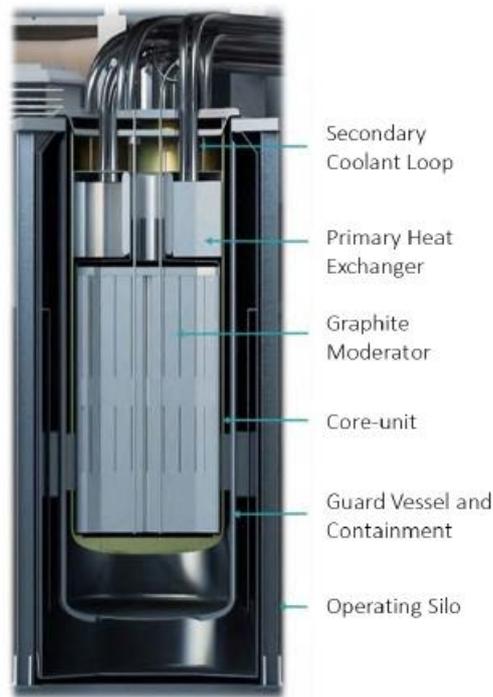


Figura 4.5: Integral Molten Salt Reactor (Terrestrial Energy Inc., Canada).

#### 5. Nuward

El Nuward es un SMR de Generación III+ diseñado con una potencia total de 340 MW<sub>e</sub>, generada a través de dos módulos independientes que lo dotan de flexibilidad operativa. Actualmente se halla en la fase de diseño conceptual y el comienzo de la construcción de la primera central de referencia está planeado para 2030.

El 17 de septiembre de 2019, el consorcio formado por cuatro entidades francesas (CEA, EDF, Naval Group y TechnicAtom) reveló en la conferencia general de la IAEA el desarrollo de su proyecto SMR. En 2022 Framatome y Tractebel pasaron a formar parte del proyecto.

Las características principales del reactor y las soluciones propuestas por el proyecto son las siguientes:

- Cumplimiento de los estándares de seguridad nuclear más exigentes.

- Un diseño enfocado en la estandarización, la fabricación modular y la simplicidad para la producción en masa.
- Flexibilidad en las fases de construcción y operación, compatible con los estándares de seguridad del OIEA y los requisitos y mejores prácticas del WENRA.
- Diseño desarrollado para apoyar la regulación de carga y adaptado también para usos no eléctricos.
- Una solución complementaria a las fuentes de energía renovables, con el objetivo de reemplazar las antiguas plantas de carbón en el rango de 300-400 MWe, con objeto de suministrar energía eléctrica a municipios remotos y emplazamientos con una actividad industrial intensiva.

En diciembre de 2021, EDF anunció la fundación de INAB, un consejo asesor internacional formado por representantes de la industria, académicos y organizaciones de investigación, cuya función es proporcionar información valiosa, análisis crítico y asesoramiento con relación a los aspectos técnicos, enfoque industrial y economía del proyecto.

NUWARD™ se encuentra en el primer enfoque de prelicenciamiento europeo bajo el liderazgo de la autoridad francesa de seguridad nuclear (ASN) junto con los organismos reguladores de la República Checa (SUJB) y Finlandia (STUK).



Figura 5.1: Plano general de la central de referencia.

### 5.1. Sistema de Suministro de Vapor

El diseño consiste en un PWR integral que incorpora en su camisa de presión (RPV) los sistemas principales del sistema de suministro de vapor (NSSS), entre los que se hallan los generadores de vapor, presurizador y CRDMs. La RPV se instala, junto con el resto de los elementos que conforman el NSSS, dentro de una estructura de acero que facilita el ensamblado de los módulos prefabricados y se sumerge en una piscina de agua para su refrigeración pasiva<sup>[24]</sup>.

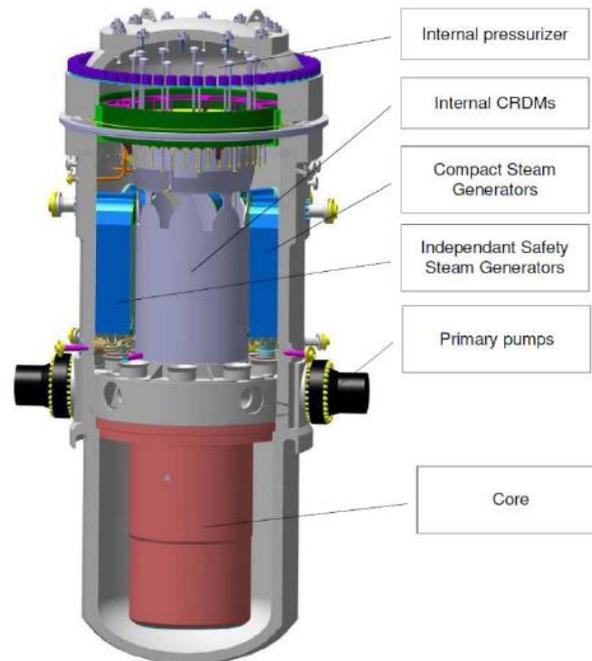


Figura 5.2: Sección vertical de la RPV. Vista de los componentes integrados en la camisa.

### Circuito Primario

- Camisa de presión (RPV) e internos: Se ha reducido el número de penetraciones de la RPV para limitar el LOCA máximo a un diámetro de 30 mm. Las dimensiones de la camisa son similares a las de una RPV de un reactor de 900 MW<sub>e</sub>, con 13 m de altura y 4 m de diámetro, lo que favorece la producción en series largas. Está fabricada de acero al carbono y pesa 310.000 kg aproximadamente. El diseño de la tapa superior de la vasija se simplifica gracias a la integración de los CRDM.
- Sistema de refrigerante del reactor (RCS) y presionador: Circulación forzada del refrigerante primario a través de 6 bombas centrífugas, dispuestas horizontalmente bajo los CSG para mejorar el rendimiento hidráulico. Los 120.000 kg de refrigerante proporcionan un ratio kg/MW<sub>t</sub> elevado, que unidos al gran volumen del presionador ofrecen márgenes adecuados ante los transitorios operacionales.

### Núcleo y Combustible

- Núcleo: 76 elementos combustibles componen el núcleo. Estructura matricial 17 x 17 de los elementos formada por barras con diferentes enriquecimientos (<5% en peso de <sup>235</sup>U). Empleo de Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> como veneno combustible sólido para mejorar el quemado. La altura del núcleo es aproximadamente 2,2 m y su volumen reducido favorece la retención de los productos de fisión en caso de accidente severo.
- Control de la reactividad: La reactividad se controla mediante un sistema de barras de control accionado por CRDMs independientes (uno por elemento combustible). El control libre de Boro para todos los escenarios contemplados en las bases de diseño simplifica la operación, evita la dilución de Boro en el primario y reduce notablemente el tritio producido. El inventario de agua secundaria reducido (<1.000 kg) favorece la estabilidad intrínseca del reactor, pues no interfiere notablemente con el coeficiente negativo de temperatura del moderador.

- Generadores de vapor: 6 CSG de platos en funcionamiento durante la operación normal y 2 S-CSG (Safety Compact Steam Generator) para la extracción del calor residual.

Tanto en aplicaciones marinas como de generación eléctrica, la tecnología PWR es la más extendida globalmente, por lo que el Nuward parte con ventaja respecto a otros competidores a la hora de obtener licencias de operación internacionalmente. A pesar de que su diseño está enfocado a la generación eléctrica, el propósito de este trabajo es estudiar la viabilidad de su empleo en aplicaciones marinas (concretamente en la propulsión de barcos comerciales). Para ello se comparan los parámetros de diseño, materiales y peso con los de otros reactores instalados en embarcaciones nucleares.

## 5.2. Blindajes y contención

La contención cilíndrica del NUWARD™ está fabricada de acero y está sumergida en un gran volumen de agua que la refrigera pasivamente durante la operación normal y las situaciones de accidente.

La contención tiene un diámetro de 15 m y una altura de 16 m aproximadamente<sup>[24]</sup>, siendo las dimensiones de la piscina 20 x 20 x 20 m<sup>3</sup>, lo que habilita un volumen aproximado de 5.173 m<sup>3</sup> para el agua de refrigeración pasiva. La presión de diseño es algo inferior a 1 MPa.

En condiciones normales de operación la contención está aislada, haciendo circular el aire internamente, sin ventilación externa. La presión estática dentro de la contención se mantiene por debajo de la presión atmosférica. Antes de abrir la contención (p.e. para realizar una recarga de combustible), se procede al filtrado y a la renovación del aire interno.

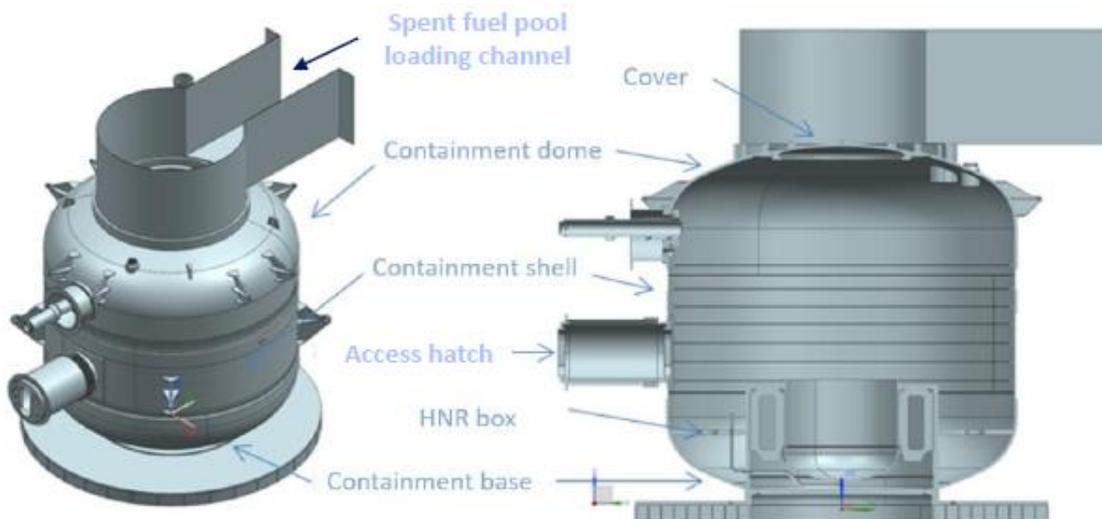


Figura 5.3: Estructura de la contención de acero de un módulo NUWARD.

## 5.3. Generadores de vapor

Ocho generadores de vapor compactos (6 de operación normal + 2 de seguridad independientes) del tipo OTSG de platos se integran completamente dentro de la camisa de

presión. El diseño detallado de los mismos es información confidencial del propietario por lo que se estudiarán las alternativas disponibles.

El uso extendido de los intercambiadores de platos en la industria se debe a su compacidad, eficiencia y competitividad económica. Sin embargo, su experiencia operativa en aplicaciones de generación de vapor es limitada, debiendo estudiar en profundidad los mecanismos que puedan conducir al bloqueo de los canales de circulación antes de su comercialización.

Los avances en el campo de la soldadura por difusión permiten fabricar CSGs robustos capaces de cumplir con las demandas técnicas de la industria nuclear. La geometría de los canales secundarios reduce el espesor de la película líquida, acelerando el proceso de evaporación, lo que a su vez favorece el secado de los canales<sup>[25]</sup>.

Para analizar este efecto el equipo industrial del NUWARD™ ha fabricado un modelo a escala de los CSG para proceder a la validación experimental.

### **Areva CSG**

Este CSG de platos diseñado por Areva está fabricado en una aleación de titanio (TA6V) mediante el proceso de soldadura por difusión. Los platos pueden soportar diferencias de presión de hasta 10 MPa entre ellos. Los canales rectos donde se genera el vapor favorecen la inspección y mejoran la integridad estructural. El diseño Areva puede proporcionar una densidad de potencia elevada con menores caídas de presión que los generadores de tubos tradicionales. La sección transversal de los canales es de 8 mm<sup>2</sup>, con un diámetro hidráulico de 2,66 mm y cada generador de vapor alberga más de 20.000 de estos micro canales.

La altura de los generadores de vapor puede deducirse a partir de los parámetros dimensionales de la RPV proporcionados por EDF. Su altura total es aproximadamente de 2,5 m, siendo la región de transferencia de calor de 1,5 m.

En un modelo matemático desarrollado por Haratyk en 2015<sup>[25]</sup>, se adopta una densidad de potencia de 90 MW<sub>t</sub>/m<sup>3</sup>, lo que posibilita la extracción de 540 MW<sub>t</sub> del núcleo a través de seis generadores de vapor de 1 m<sup>3</sup> cada uno. La densidad del TA6V a 20 °C es de 4,43 g/cm<sup>3</sup>, por lo que el peso de cada generador es, aproximadamente, 4.430 kg. La figura situada a la derecha de la tabla inferior muestra la disposición de los generadores alrededor de los CRDM. Los generadores destacados en rojo operan en régimen estacionario durante el funcionamiento normal de la planta, mientras que los de emergencia contribuyen a extraer el calor residual tras un accidente o parada del reactor.

Parámetro	Valor
Propiedades del canal	
Diámetro hidráulico (m)	$2,66 \times 10^{-3}$
Área del canal ( $\text{mm}^2$ )	8
Número de canales	28.818
Propiedades del CSG	
Sección transversal ( $\text{m}^2$ )	1,26
Altura total (m)	2,5
Altura de intercambio de calor	1,5
Coefficiente de fricción ( $K_f$ )	0,1

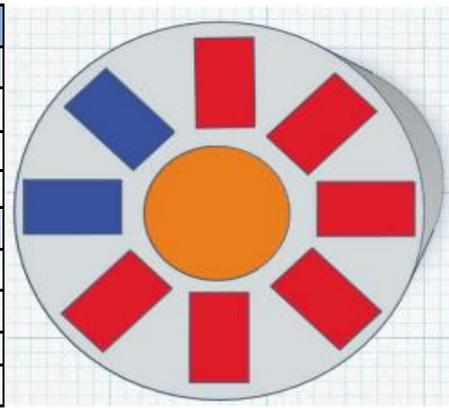


Tabla 10: Parámetros geométricos del CSG de Areva.

### Heatric PCHE

Otra alternativa son los CSGs diseñados por Heatric. Estos también se fabrican mediante la técnica de soldadura por difusión, resultando en una buena integridad estructural y caídas de presión reducidas. Los canales semicirculares integrados entre los platos están grabados mediante un proceso químico. La sección transversal de los mismos es menor a la de los canales rectangulares del diseño Areva, con un área de  $1,57 \text{ mm}^2$  y un diámetro hidráulico de  $1,2 \text{ mm}$ . Gracias a una ratio superficie de intercambio de calor/volumen superior a la presentada por el modelo Areva, el PCHE puede hacer el reactor más compacto o extraer una potencia térmica superior del núcleo.

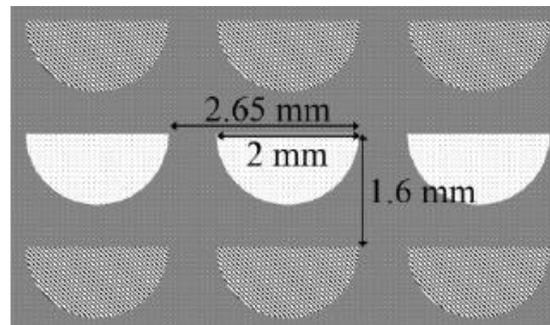
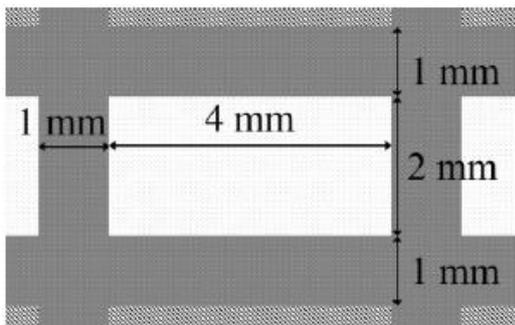


Figura 5.4: Comparación entre los canales rectangulares (Areva) y semicirculares (Heatric).

El diseño PCHE ha estado presente en la industria desde 1980, con aplicaciones tales como la refrigeración o el procesamiento de hidrocarburos en el sector petroquímico y ha despertado el interés del sector nuclear durante las últimas décadas. Instituciones como el Laboratorio Nacional de Idaho (INL), el Instituto Avanzado de Ciencia y Tecnología de Corea (KAIST) y el MIT han publicado informes evaluando su potencial. Sin embargo, el efecto que las inestabilidades bifásicas pueden tener sobre su rendimiento es incierto debido a la escasa experiencia operativa.

La tabla mostrada a continuación recoge los parámetros obtenidos en una simulación en régimen estacionario llevada a cabo en RELAP5<sup>[26]</sup>. Se comparan los parámetros optimizados de ambos diseños cuando operan a una potencia de  $90 \text{ MW}_t$ .

	<b>Rectangular CSG</b>	<b>PCHE</b>
<b># of channels</b>	26020	132580
<b>Power</b>	90 MWth	90 MWth
<b>Geometry</b>		
Heated length	1.5 m	0.3 m
Volume (no headers)	1.17 m <sup>3</sup>	0.37 m <sup>3</sup>
Power density	76.9 MW/m <sup>3</sup>	243.2 MW/m <sup>3</sup>
<b>Primary side</b>		
Mass flow rate	3142 kg/s	3142 kg/s
Inlet temperature	280 °C	280 °C
Outlet temperature	307 °C	307 °C
Inlet pressure	15.0 MPa	15.0 MPa
Pressure drop	21 kPa	23 kPa
Heat transfer coefficient	11470 W/m <sup>2</sup> K	44296 W/m <sup>2</sup> K
<b>Secondary side</b>		
Mass flow rate	300 kg/s	300 kg/s
Inlet temperature	227 °C	227 °C
Outlet temperature	286 °C	286 °C
Outlet pressure	7.0 MPa	7.0 MPa
Pressure drop	4.4 kPa	1.7 kPa
Heat transfer coefficient	35271 W/m <sup>2</sup> K	40873 W/m <sup>2</sup> K

Tabla 11: Parámetros optimizados de los circuitos primario y secundario durante la operación en régimen estacionario.

#### 5.4. Circuitos primario y secundario

El flujo del refrigerante primario es impulsado mediante seis bombas de motor horizontal enlatado, situadas a la altura de la superficie inferior de los generadores de vapor para mejorar las condiciones hidráulicas. Este tipo de bombas son adecuadas para manejar sistemas fluidos de alta presión y temperatura, no presentan fugas y tampoco requieren de lubricación externa, lo que reduce los costes de mantenimiento. El flujo es impulsado hacia la zona inferior de la vasija, donde una serie de componentes hidráulicos se encargan de homogeneizar su entrada y temperatura al núcleo del reactor.

El elevado volumen del refrigerante primario y del presionador proporcionan márgenes de seguridad adecuados para los transitorios operacionales considerados en las bases de diseño. Se han concentrado los esfuerzos para reducir el número de las penetraciones de la camisa de tal forma que el máximo LOCA sea de 30 mm de diámetro.

## 5.5. Sistemas de seguridad y gestión de accidentes

Todos los escenarios contemplados en las DBC (operación normal, incidentes operacionales anticipados y DBAs) se gestionan a través de los siguientes sistemas pasivos, independientes para cada reactor:

- Inserción pasiva del absorbente: El sistema de barras de control se clasifica como “D-Passive” según la IAEA. Se asegura el alcance del estado subcrítico ante el fallo de la barra de mayor reactividad negativa.
- Extracción del calor residual: Transferencia del calor residual del núcleo al agua de la piscina mediante circulación natural a través de dos S-CSG. Sistema “D-Passive”.
- Protección de la contención: Refrigeración pasiva “A-Passive” de la contención mediante la piscina de agua. Recirculación natural del refrigerante al núcleo en caso de LOCA. El sistema de válvulas de aislamiento de la contención se clasifica como “D-Passive”.

Estos sistemas otorgan un periodo de gracia superior a tres días: no se requiere acción operaria, depósito externo de calor residual, alimentación eléctrica externa, sistema de despresurización primario o inyección de Boro durante ese periodo.

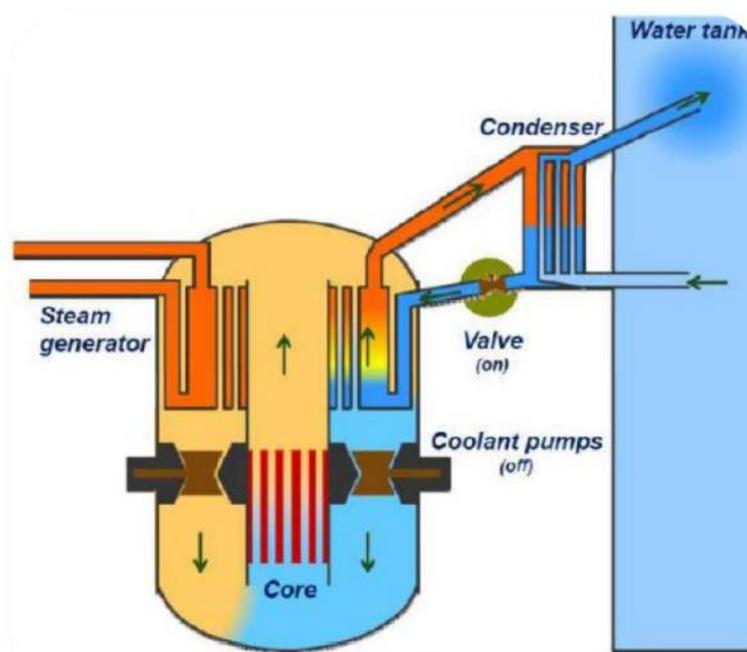


Figura 5.5: Sistema de extracción de calor residual pasivo.

NUWARD™ también cumple con los requerimientos post-Fukushima mediante los sistemas de seguridad DEC:

- Sistemas DEC-A: Despresurización del circuito primario e inyección activa de agua. Acumuladores de agua borada para su inyección a alta presión en caso de ATWS (Anticipated Transient Without Scram). Estos sistemas entran en funcionamiento ante el fallo simultáneo de los sistemas de seguridad pasivos asociados a las DBC.
- Sistemas DEC-B: Despresurización del primario antes de la extracción del núcleo (2MPa). Inundación pasiva de la vasija para favorecer la retención del núcleo.

Inyección de Nitrógeno. Estos son los sistemas asociados a la retención del núcleo fundido en la vasija del reactor (IVRC).

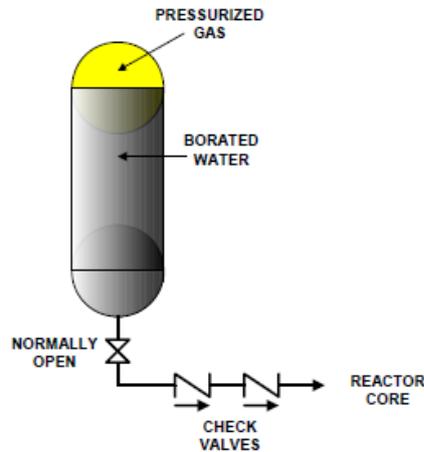


Figura 5.6: Acumuladores de agua borada para la gestión DEC-A. Fuente: IAEA.

### 5.6. Peso de la planta de potencia

En la siguiente tabla se muestra el peso de los materiales que constituyen el reactor calculado bajo una serie de hipótesis simplificadoras. El propósito de este apartado es obtener el peso total aproximado de la planta y, a partir de la relación peso del reactor-desplazamiento conocida de otras embarcaciones, deducir el tipo de buque al que podría ajustarse la planta.

Sistemas alojados en la contención de acero		
Componente/Sistema	Material	Peso (kg)
Generadores de vapor (8)	Aleación de titanio TA6V	35.440
Núcleo	UO <sub>2</sub>	100.271
Acumuladores	Agua borada	66.600
Condensador de emergencia	Acero Inoxidable	144.900
Refrigerante primario	Agua ligera	120.000
Barras de control	Ag	2.967
Bombas de circulación primarias (6)	Acero Inoxidable	12.000
RPV	Acero Inoxidable	310.000
Blindaje primario	Pb	14.163
Contención y piscina		
Contención metálica	Acero Inoxidable	2.276.084
Piscina	Agua	5.173.000
<b>Peso total</b>		<b>8.255.425</b>

Tabla 12: Peso de los componentes y sistemas alojados en la contención metálica.

Es importante destacar que, exceptuando el inventario de agua primaria y el peso de la RPV que están definidos, la estimación del volumen y peso del resto de componentes alojados en la contención es solo una especulación basada en información limitada, ya que solo los diseñadores y desarrolladores del Nuward podrían proporcionar información precisa al respecto, junto a otros detalles técnicos del diseño.

Se considera que el volumen de los generadores de vapor es de  $1 \text{ m}^3$ <sup>[26]</sup> y que están fabricados con el mismo material empleado en los CSGs de Areva descritos anteriormente, cuya densidad es de  $4,43 \text{ g/cm}^3$ . Si suponemos de forma conservadora que el volumen que ocupan los generadores está compuesto en su totalidad por este material, se obtiene el peso de los ocho generadores mostrado en la tabla anterior.

El peso del núcleo se obtiene de manera análoga, considerando una altura de 2,2 m, un radio de 1,15 m y una densidad media del  $\text{UO}_2$  de  $10,97 \text{ g/cm}^3$ , siendo este el material más denso que se ha empleado en el modelaje del núcleo (aislando las barras de control).

En el estudio de seguridad del Nuward llevado a cabo en RELAP5 por Zhiyuan Cheng<sup>[26]</sup>, se analizan varios transitorios en caso de LOCA, entre ellos, la tasa de descarga de los acumuladores cuando la presión en la camisa cae por debajo de los 15 bar. El caudal másico de descarga presenta un máximo de  $38 \text{ kg/s}$ , y disminuye exponencialmente a medida que el acumulador se vacía.

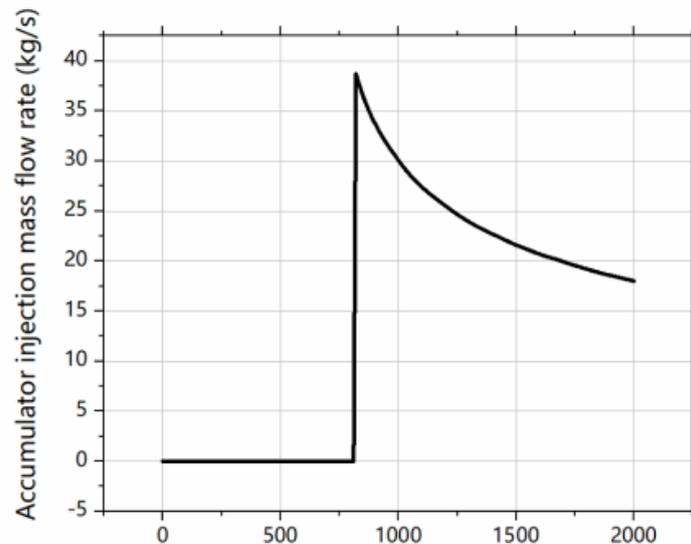


Figura 5.7: Tasa de descarga de un acumulador tras LOCA.

Se considera el peor escenario posible para conducir el análisis, con un diámetro de rotura en una tubería del primario de 30 mm. En esta situación, el acumulador comienza a inyectar agua en el primario después de haber transcurrido 800 s tras el LOCA. Considerando una tasa media de descarga de  $27,75 \text{ kg/s}$  y suponiendo que el acumulador se vacía 2.000 s después del accidente, podemos estimar que la masa de agua contenida en cada uno de los dos acumuladores es de  $33.300 \text{ kg}$ .

Nuevamente, el peso del condensador de emergencia se calcula considerando que tiene un volumen de  $18 \text{ m}^3$  y que está fabricado con un acero inoxidable de  $8,05 \text{ g/cm}^3$ . Aplicando el

criterio conservador empleado en el cálculo del peso de los generadores de vapor, se obtiene un peso de 144.900 kg para el condensador.

El peso de la estructura de las barras de control se calcula a partir de la geometría descrita en el siguiente apartado, considerando que se fabrica completamente de plata, que es el material más denso que conforma la estructura, con una densidad de 10,49 g/cm<sup>3</sup>.

El caudal másico nominal de agua que circula a través del circuito primario es de 3.700 kg/s, lo que supone un caudal de 616,66 kg/s por cada una de las seis bombas primarias. Una bomba centrífuga capaz de impulsar este caudal másico puede llegar a pesar varias toneladas, aunque su peso también lo condicionarán otros factores, como el material de construcción, tamaño, etc. En esta ocasión se ha supuesto un peso de 2 toneladas para cada bomba.

La altura y diámetro de la contención metálica es de 16 m y 15 m, respectivamente. El peso de esta se halla suponiendo un espesor medio de material de 0,1 m, con una densidad de 8,05 g/cm<sup>3</sup>.

El peso del plomo empleado como blindaje primario se obtiene del volumen de material introducido en el modelo creado con MCNP5 y de su densidad, equivalente a 11,35 g/cm<sup>3</sup>.

El desplazamiento máximo del barco en el que se instale el módulo (o módulos) Nuward puede reducirse considerablemente gracias a la fuente de refrigeración que proporciona el agua de mar. La piscina del diseño original aloja en torno a 5.173 toneladas de agua por módulo que, a través de una adecuada instalación de los equipos que participan en el intercambio térmico entre el circuito primario y el agua de mar, podrían excluirse en el cálculo del peso de la planta de potencia.

Atendiendo a las consideraciones arriba mencionadas la contención metálica del reactor, junto con todos los materiales alojados en la misma, suman un peso total de 3.082 toneladas aproximadamente. Este valor se empleará en el último apartado para compararlo con el peso de los sistemas de propulsión empleados en las embarcaciones comerciales más relevantes.

## 6. Modelaje del núcleo Nuward con MCNP5

Se ha procedido a modelar el núcleo en MCNP5 para analizar el flujo de neutrones y rayos gamma dentro del núcleo. La geometría de los elementos combustibles y de las barras de control es información confidencial del consorcio, por lo que el modelo se construye tomando como referencia el combustible NuFuel-HTP2<sup>TM</sup> que emplea el NuScale<sup>[27]</sup>, otro PWR integral con una altura y disposición de las barras combustibles que bien podrían ajustarse a las del Nuward.

Se ha llevado a cabo un análisis de criticidad para determinar la composición de las barras de combustible, variando su enriquecimiento y disposición hasta obtener un valor del factor de multiplicación efectiva ( $k_{eff}$ ) ligeramente superior a la unidad con las barras de control totalmente extraídas. Paralelamente, se ha realizado un cálculo con las barras completamente insertadas para observar la pérdida en la población neutrónica.

Se calcula el flujo de neutrones y fotones en distintos puntos exteriores a la camisa de presión, con y sin blindaje, para analizar su variación con la distancia y con los materiales interpuestos entre fuente y receptor. Los detectores se disponen a la misma altura que la fuente, donde se espera que la fluencia sea mayor, y se modifica su posición en sentido radial.

### 6.1. Barras de combustible

El diseño de las barras de combustible consiste en pastillas cerámicas (pellets) de  $UO_2$  apiladas dentro de una vaina de zirconio aleado R5<sup>®</sup>. Las pastillas alcanzan una altura aproximada de 200 cm (altura eficaz) en el interior del revestimiento, dejando un espacio superior libre, denominado plenum, donde se alojan los gases de fisión producidos limitando las fugas radiactivas al refrigerante en caso de que el revestimiento se fisure. Un muelle instalado en el plenum restringe el movimiento de los pellets durante el transporte y la manipulación de las barras, controlando a su vez el desplazamiento del combustible originado por el hinchamiento de las pastillas durante la operación.

Antes de soldar los tapones de sellado se inyecta helio a una presión de 14,63 atmósferas, lo que favorece la transmisión térmica entre el combustible y la vaina y reduce el riesgo de hidruración. La separación entre los ejes de las barras es de 1,26 cm y se distribuyen simétricamente en una geometría matricial 17x17. Cada elemento integra 264 barras de combustible y 24 tubos soldados a los separadores para guiar las barras de control.

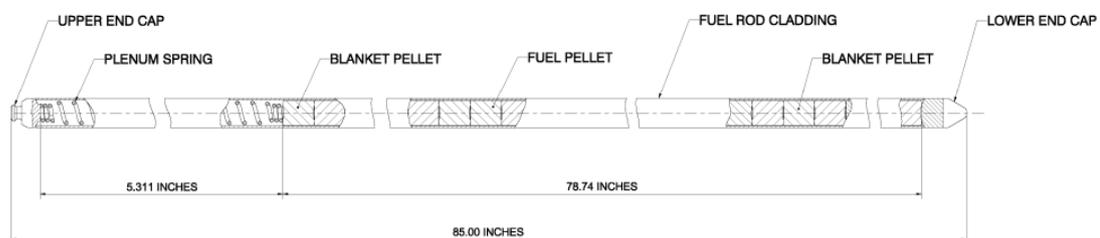


Figura 6.1: Barra de combustible NuFuel-HTP2<sup>TM</sup>.

El revestimiento es una aleación de zirconio con una proporción de <sup>167</sup>Er en peso aproximada del 7%, que posee la ductilidad apropiada para su fabricación y conformado, así como una resistencia mecánica y una tenacidad garantes del correcto rendimiento mecánico de la pieza,

particularmente a las elevadas temperaturas de operación del reactor. El erbio actúa como veneno neutrónico consumible, logrando un quemado de mayor eficiencia.

Por simplicidad, la pila de pellets se modela como un único cilindro de  $\text{UO}_2$  de 200 cm de altura y 0,81 cm de diámetro. El muelle situado en el plenum no se modela. Entre el combustible y el revestimiento se deja un espacio de 0,01 cm para alojar el helio, empleando su densidad a presión atmosférica. La altura del tubo de revestimiento es de 220 cm y tiene un espesor de 0,06 cm.

La geometría de la barra de combustible de referencia se describe para entender mejor las diferencias que presenta respecto del modelo simplificado.



Figura 6.2: Barra de combustible modelada con MCNP5.

## 6.2. Barras de control

La reacción se controla mediante agrupaciones de 24 barras de control unidas a una pieza de fundición de acero inoxidable denominada araña. El extremo superior de cada una de las barras se asegura a la araña mediante la combinación de tuerca, tapón y soldadura, formando una junta flexible que permite corregir ligeras desviaciones entre los ejes de las barras y los tubos guía que las alojan.

Un muelle helicoidal pretensado se ensambla a la zona inferior de la araña mediante un anillo de retención y un tornillo, absorbiendo energía en caso de producirse un disparo en el reactor. Durante la recarga o tras el disparo del reactor, estando las barras de control totalmente insertadas, el anillo de retención reposa sobre la estructura superior del elemento combustible. La araña dispone de una cavidad superior para alojar el eje móvil del CRDM, diseño implementado en multitud de sistemas de control PWR operativos.

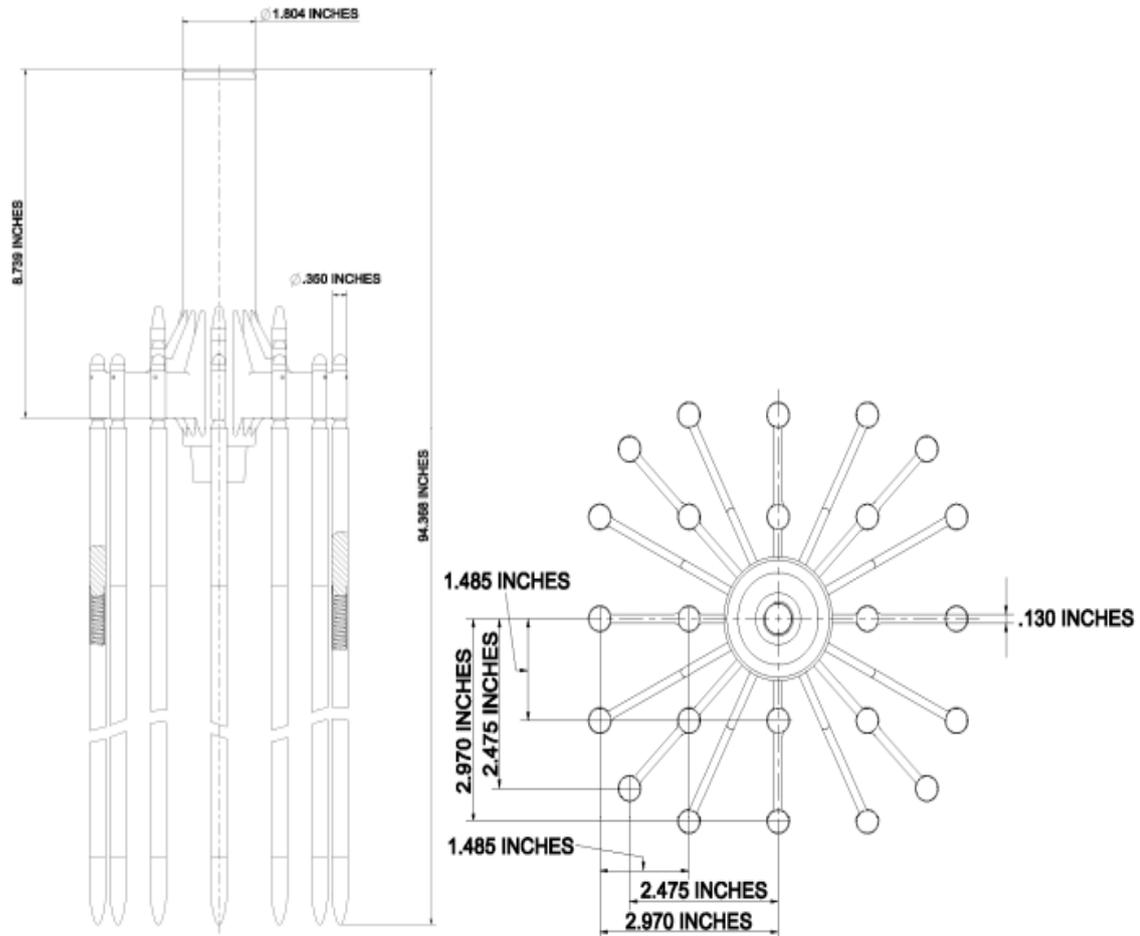


Figura 6.3: Estructura de barras de control NuFuel HTP2™.

En el interior del revestimiento se aloja un muelle de acero inoxidable 302 para restringir el movimiento del material absorbente durante el transporte y la manipulación de las barras. El material absorbente consiste en pellets de B<sub>4</sub>C y barras de Ag-In-Cd. Se sitúa un soporte en la parte inferior del absorbente de Ag-In-Cd para reducir las cargas de compresión que favorecen la deformación térmica. El revestimiento del absorbente consiste en un tubo de acero inoxidable 304 con tapones de acero soldados en los extremos, encapsulando los internos de las barras de control y protegiéndolos de la interacción con el refrigerante. El resto de los componentes de control en contacto con el refrigerante se fabrican en acero inoxidable con bajo contenido en carbono e Inconel 718.

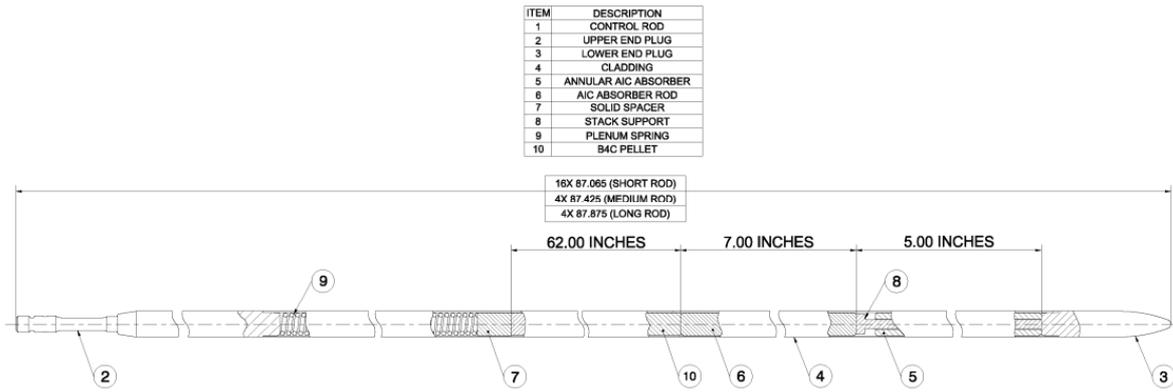


Figura 6.4: Barra de control NuFuel-HTP2™.

Al igual que en el caso de las barras de combustibles, se simplifica la geometría de la barra para su modelaje mediante MCNP5. El muelle alojado en el plenum no se modela. La barra de B<sub>4</sub>C de 157,48 cm de altura se apoya sobre la barra absorbente de Ag-In-Cd de 30,48 cm de altura y se deja un espacio de 0,01 cm aproximadamente entre las mismas y el revestimiento de acero. El revestimiento tiene un radio interior de 0,437 cm, un espesor de 0,05 cm y una altura de 220 cm.



Figura 6.5: Barra de control modelada con MCNP5.

### 6.3. Estudio de criticidad

En este apartado se llevará a cabo el cálculo de criticidad mediante el comando *kcode* para determinar la influencia de los materiales empleados sobre la  $k_{eff}$ .

A partir de la geometría de las barras de control y del elemento combustible descrita en los puntos anteriores se construye el núcleo. Cada uno de los 76 elementos combustibles que conforman el núcleo tienen unas dimensiones de 21,42x21,42x220 cm<sup>3</sup>. Por simplicidad, se ha empleado el mismo elemento combustible para todo el núcleo, variando el enriquecimiento de las barras hasta lograr una  $k_{eff}$  ligeramente superior a la unidad, un estado supercrítico del reactor que garantice su operación segura.

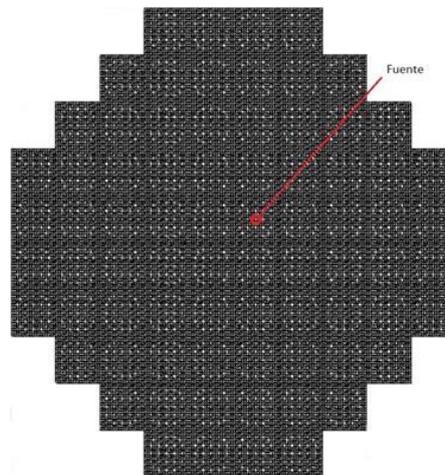


Figura 6.6: Disposición de los elementos combustibles en el núcleo.

En la imagen superior se muestra la distribución del combustible en el núcleo, así como la posición de la fuente neutrónica puntual que se emplea en el cálculo, situada a mitad de altura del núcleo.

A continuación, se muestra la configuración y enriquecimiento de las barras con los que se alcanza una  $k_{eff} = 1,003$  sin blindaje, con intervalo de confianza del 99% de 1,00022 a 1,00577. Este valor se obtiene con una simulación de 10.000 neutrones en el primer ciclo, para 200 ciclos y despreciando la contribución de las 100 primeras simulaciones en el cálculo. La simulación se realiza con las barras de control totalmente extraídas.

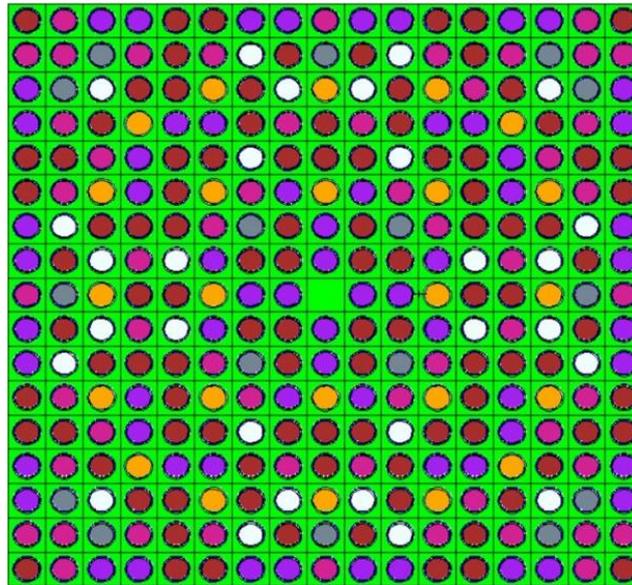


Figura 6.7: Composición de las barras que conforman un elemento combustible.

- Barra de  $\text{UO}_2$  con un enriquecimiento de 2,64%
- Barra de  $\text{UO}_2$  con un enriquecimiento de 2%
- Barra de  $\text{UO}_2$  con un enriquecimiento de 1,5%
- Barra de  $\text{UO}_2$  con un enriquecimiento de 1,7% y 5% en peso de Gd
- Barra de  $\text{UO}_2$  con un enriquecimiento de 1,7% y 4% en peso de Gd (Blanco)
- Barra de control

El 88,35 % del peso del  $\text{UO}_2$  lo componen isótopos del Uranio y el enriquecimiento medio del elemento combustible en  $^{235}\text{U}$  es del 1,88 %. A partir de estos valores y el volumen total de  $\text{UO}_2$  empleado en el modelo, se obtiene un peso de 376,77 kg de  $^{235}\text{U}$  en el núcleo.

Teniendo en cuenta que el precio del uranio natural fluctúa actualmente en torno a los 50 €/kg y que su contenido en  $^{235}\text{U}$  es de aproximadamente del 0,7%, el coste del uranio empleado para la primera carga del reactor rondaría los 2.691.214 €.

Se realiza otra simulación bajo las mismas condiciones, esta vez con un blindaje de plomo, observando que el valor de  $k_{eff}$  disminuye ligeramente. Esto puede parecer contradictorio, ya que la finalidad del blindaje es disminuir la pérdida de neutrones al exterior. Sin embargo, la introducción del blindaje disminuye a su vez el material moderador disponible en el núcleo, lo que puede justificar esta reducción en la multiplicación neutrónica.

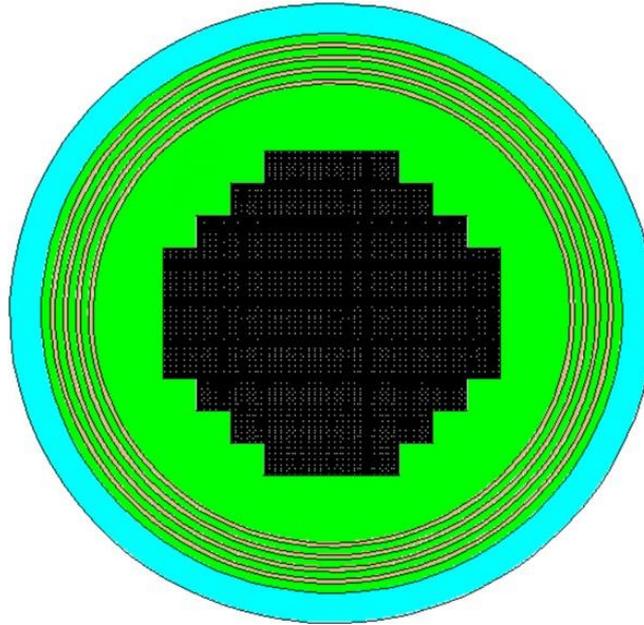


Figura 6.8: Sección transversal del núcleo con blindaje de plomo.

Finalmente, se calcula la  $k_{eff}$  con blindaje y las barras de control totalmente insertadas. Se obtiene un valor de 0,7197 con un intervalo de confianza del 99% de 0,71803 a 0,72137, verificando la capacidad de las barras de control para obtener un reactor subcrítico.

#### 6.4. Estudio radiológico

En este apartado se analizará la distribución neutrónica dentro del núcleo y se calculará la fluencia de neutrones y de fotones mediante detectores situados en distintos puntos en el exterior de la camisa de presión. A través de los factores de conversión adecuados y unas hipótesis simplificadoras, los diferentes valores de fluencia recogidos se traducirán a dosis efectiva, magnitud de radioprotección que permite implementar el principio de limitación de dosis para evitar los efectos deterministas y acotar el riesgo de aparición de efectos estocásticos.

Se sustituye la fuente puntual empleada en el cálculo de criticidad del apartado anterior por una fuente cilíndrica de 4 cm de altura y 0,4 cm de radio, centrada en el mismo punto. La probabilidad de emisión de neutrones espontánea de la fuente viene dada por una distribución de probabilidad continua que se ajusta al espectro energético de Watt:

$$p(E)=C \exp(-E/a) \sinh(bE)^{1/2}$$

Donde,

$$a=0,965 \text{ MeV}, b=2,29 \text{ MeV}^{-1}.$$

Para las fisiones inducidas el espectro energético se toma de los parámetros almacenados en las tablas de sección eficaz de transporte de MCNP5.

A continuación, se muestra la fluencia neutrónica ( $n/cm^2$ ) que durante el periodo de simulación atraviesa cada una de las celdas en las que se subdivide el *meshtally* para distintas secciones del núcleo. En este caso la simulación concluye tras registrar  $3 \times 10^6$  historias.

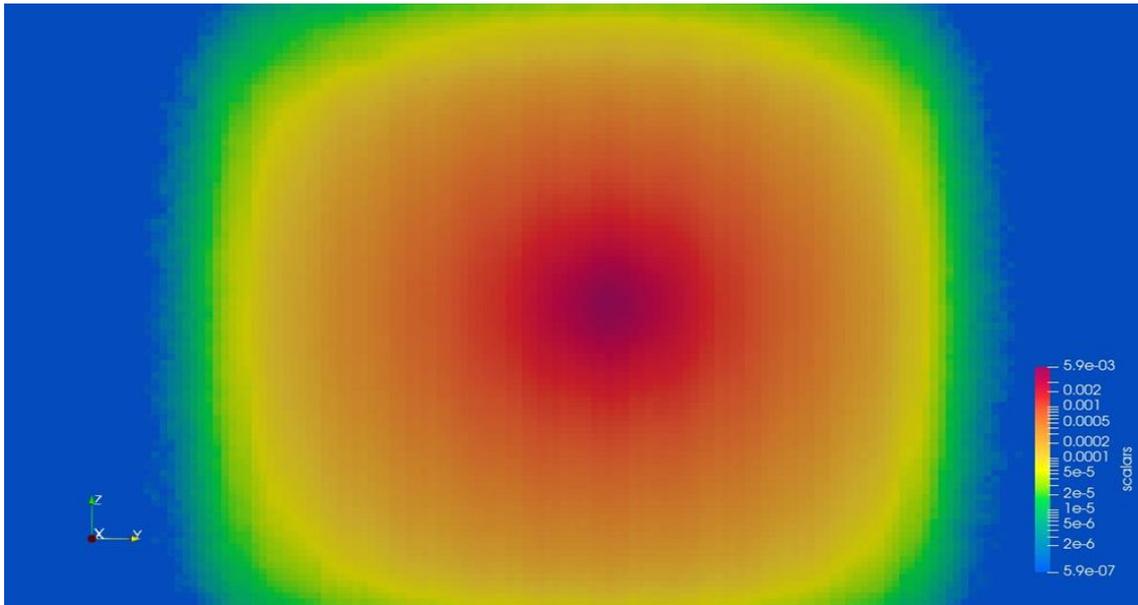


Figura 6.9: Flujo de neutrones en un plano perpendicular al eje x (en  $x=0$ ).

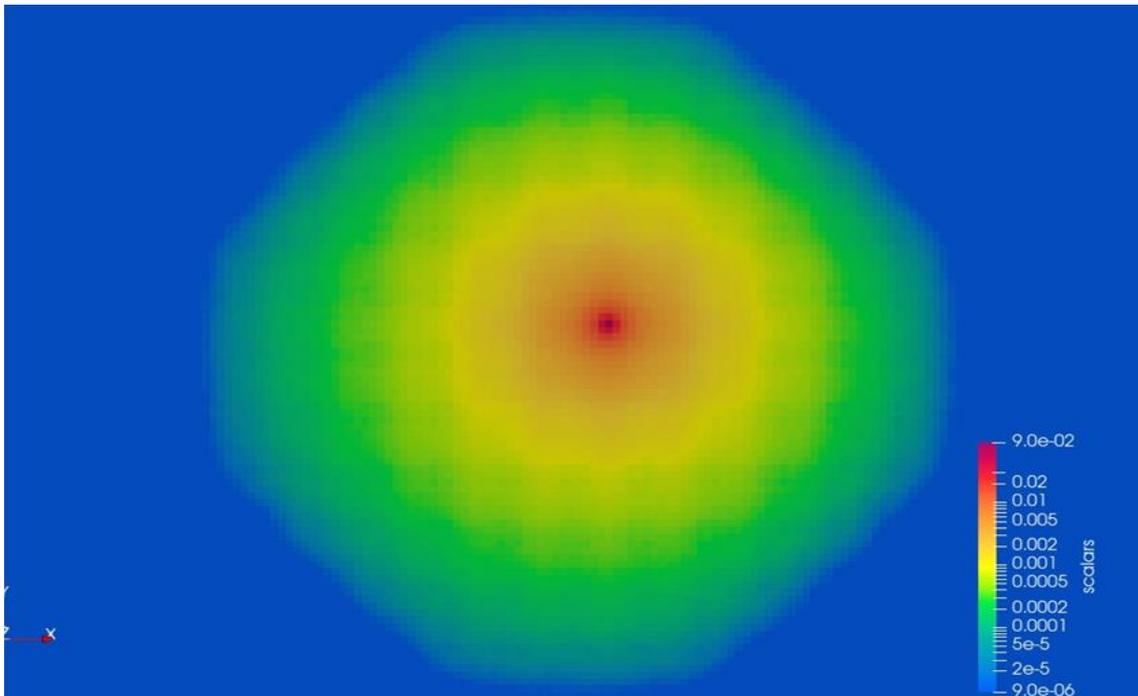


Figura 6.10: Flujo de neutrones en un plano perpendicular al eje z ( $z = 110$  cm).

Para calcular el flujo de neutrones y fotones en distintos puntos en el exterior de la camisa se emplearán varios detectores puntuales. Este tipo de detectores se emplean considerando dispersiones isotrópicas y en función de las distribuciones angulares, predicen el próximo evento. No obstante, el error relativo de los resultados corresponde a una determinada desviación estándar, que es a su vez dependiente de la precisión del modelo, por lo que deben tomarse como valores orientativos. Normalmente errores superiores al 5% para este tipo de *tallies* no suelen ser fiables.

En las gráficas mostradas a continuación se presentan los flujos de neutrones y fotones en función de la distancia al eje vertical del núcleo y de los neutrones simulados. Los *tallies* se sitúan en un plano perpendicular al eje z, a la misma altura que la fuente, y se varía su posición en sentido radial (formando 45° con los ejes x e y).

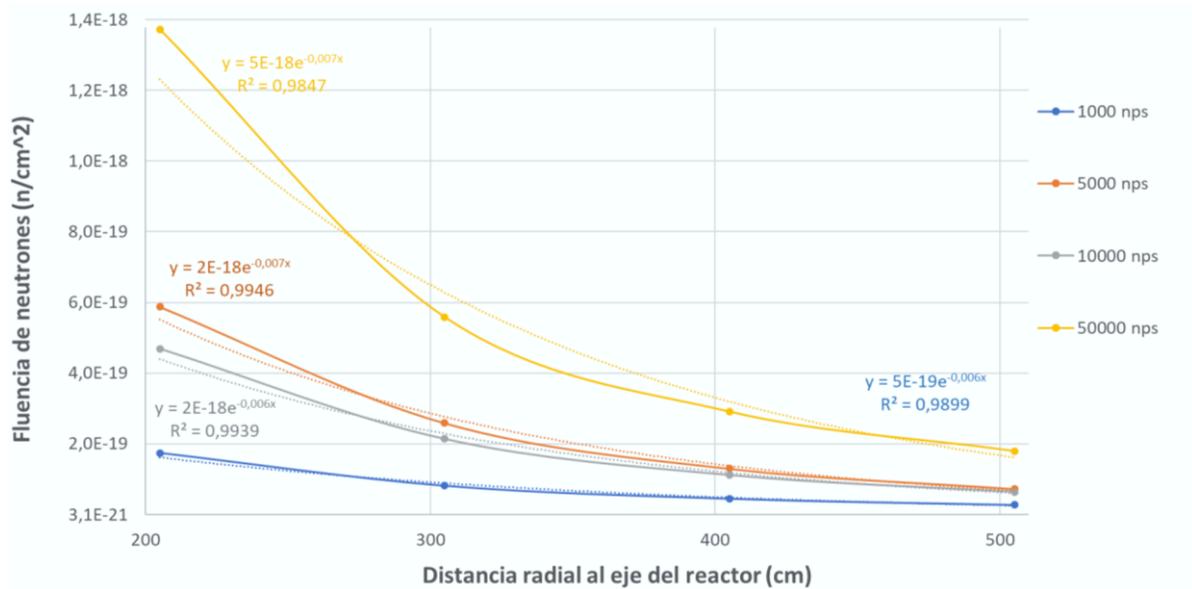


Figura 6.11: Fluencia de neutrones en el exterior de la camisa de presión en función de la distancia a la fuente y del número de partículas simuladas.

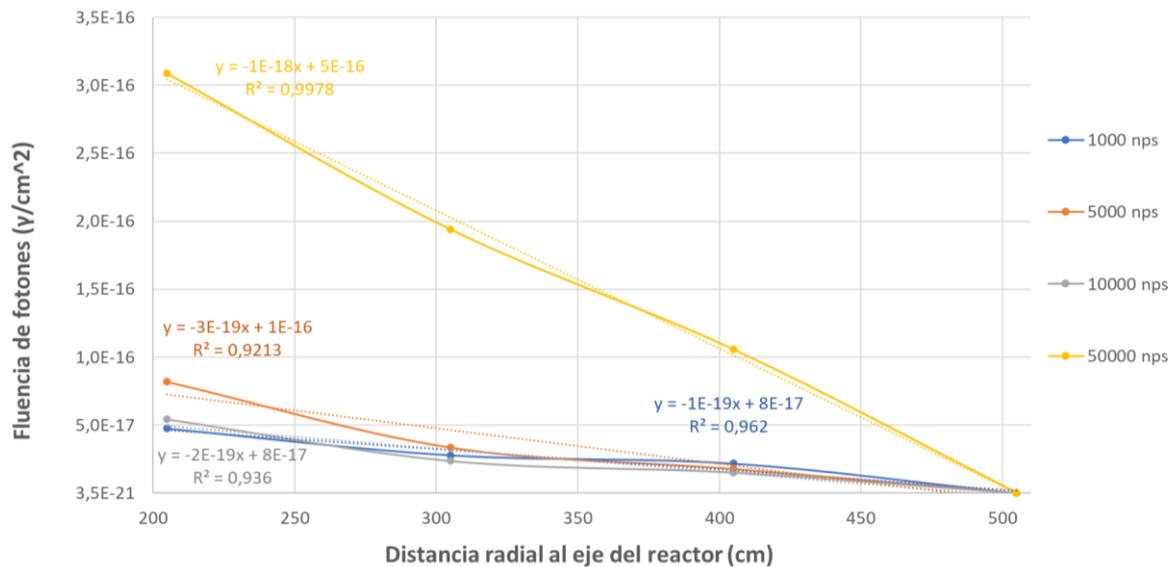


Figura 6.12: Fluencia de fotones en el exterior de la camisa de presión en función de la distancia a la fuente y del número de partículas simuladas.

Los errores relativos resultantes del cálculo de las fluencias neutrónicas y fotónicas se encuentran en un rango ligeramente superior al recomendado por MCNP, siendo algo superiores en el caso de los rayos gamma. Esto podría deberse a que algunos de los materiales empleados en el modelo carecen de secciones eficaces para la producción de rayos gamma. A pesar del error cometido, se puede apreciar la tendencia decreciente del flujo en ambos casos: exponencial en caso de los neutrones y lineal para el caso de los fotones.

ICRP e ICRU establecen las relaciones existentes entre las magnitudes físicas y de radioprotección para varios rangos energéticos y geometrías de incidencia estandarizadas. Entre dichas unidades de radioprotección se encuentra la dosis efectiva, definida como la suma de las dosis equivalentes en ciertos tejidos y órganos del cuerpo a causa de irradiaciones internas y externas debidamente sopesadas con los correspondientes factores adimensionales de ponderación de los tejidos  $w_T$  y cuya suma es la unidad.

$$E = \sum w_T \cdot H_T$$

En este caso se emplea la exposición anteroposterior (AP), que considera que la radiación ionizante incide en la parte frontal del cuerpo, ortogonal al eje longitudinal de este. Mediante los comandos *Dose Energy* y *Dose Function* de MCNP5 y los coeficientes de conversión de fluencia a dosis efectiva establecidos en el informe ICRP 74<sup>[29]</sup> se procede a calcular el tiempo que podría permanecer un trabajador en los puntos donde se sitúan los detectores sin exceder el límite de dosis anual establecido.

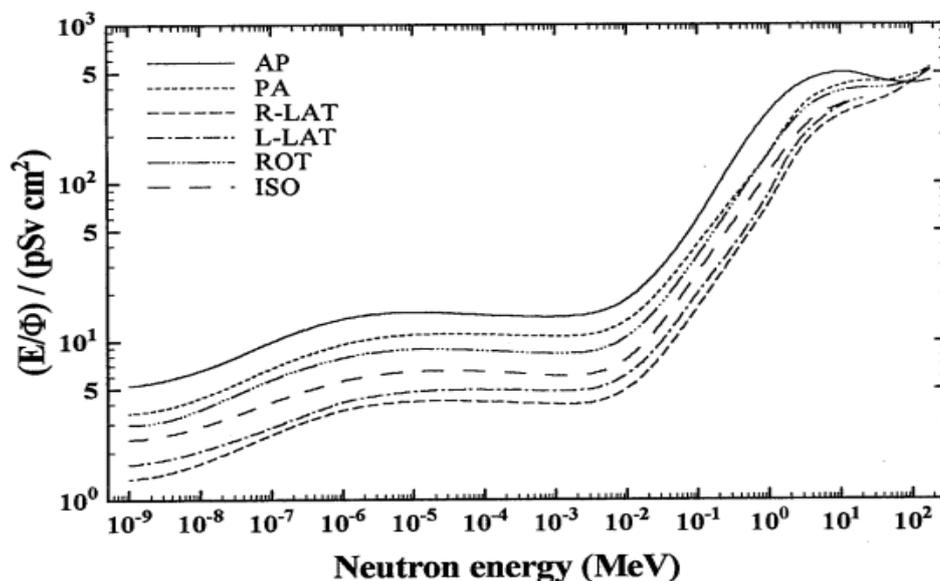


Figura 6.13: Valores de la ICRU para los coeficientes de conversión de fluencia neutrónica a dosis efectiva para distintas direcciones de radiación en función de la energía.

En la función arriba mostrada puede apreciarse que con el sentido de irradiación (AP) se obtienen los coeficientes de conversión más elevados para una energía dada, por lo que será la elección más conservadora.

Se han realizado varias simulaciones en el rango de  $1 \times 10^3$  a  $3 \times 10^6$  nps para calcular los factores de conversión a dosis efectiva para neutrones y fotones, escogiendo los valores que menores errores relativos presentaban en las posiciones donde previamente se han situado los detectores.

El mayor error relativo está asociado al factor de conversión de los fotones para un radio de 5,05 m y  $5 \times 10^4$  nps, siendo este 0,21. A continuación, se muestra una gráfica con los factores obtenidos para el caso de neutrones, rayos gamma y la suma de ambos.

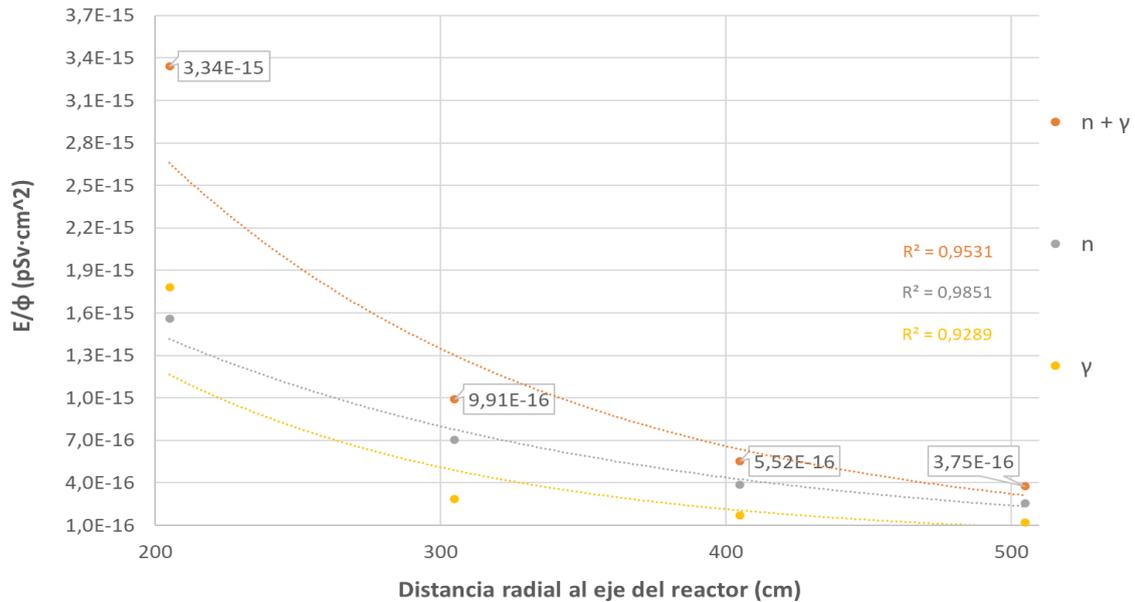


Figura 6.14: Factores de conversión de flujo de neutrones y fotones a dosis efectiva para distintas posiciones.

La simulación Montecarlo estima los posibles resultados de un suceso incierto, como es transporte energético de los neutrones y fotones generados en un reactor nuclear. Los resultados obtenidos dependen del número de partículas simuladas y de las composiciones isotópicas de los materiales introducidos en el modelo, entre otros factores, y son independientes del tiempo.

La normativa de seguridad básica establece como limitación de dosis para el POE de 20 mSv anuales. Para poder hacer una estimación del tiempo que un trabajador podría exponerse al campo radiactivo del reactor es necesario obtener la tasa de dosis efectiva en cada punto. Para el cálculo se supondrá un flujo  $d\phi/dt = 5 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  presentado por un reactor similar. El tiempo de exposición anual máximo dentro de la contención se calcula como sigue:

Para **R = 2,05 m**:

$$t_{\text{exp}} = (20 \text{ mSv} \cdot 10^6 \text{ pSv} \cdot \text{mSv}^{-1}) / (3,34 \times 10^{-15} \text{ pSv} \cdot \text{cm}^2 \cdot 5 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \cdot 3600^{-1} \text{ h} \cdot \text{s}^{-1} = 0,33 \text{ h.}$$

Para **R = 3,05 m**:

$$t_{\text{exp}} = (20 \text{ mSv} \cdot 10^6 \text{ pSv} \cdot \text{mSv}^{-1}) / (9,91 \times 10^{-16} \text{ pSv} \cdot \text{cm}^2 \cdot 5 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \cdot 3600^{-1} \text{ h} \cdot \text{s}^{-1} = 1,12 \text{ h.}$$

Para **R = 4,05 m**:

$$t_{\text{exp}} = (20 \text{ mSv} \cdot 10^6 \text{ pSv} \cdot \text{mSv}^{-1}) / (5,52 \times 10^{-16} \text{ pSv} \cdot \text{cm}^2 \cdot 5 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \cdot 3600^{-1} \text{ h} \cdot \text{s}^{-1} = 2,01 \text{ h.}$$

Para **R = 5,05 m**:

$$t_{\text{exp}} = (20 \text{ mSv} \cdot 10^6 \text{ pSv} \cdot \text{mSv}^{-1}) / (3,75 \times 10^{-16} \text{ pSv} \cdot \text{cm}^2 \cdot 5 \times 10^{18} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \cdot 3600^{-1} \text{ h} \cdot \text{s}^{-1} = 2,96 \text{ h.}$$

Los resultados muestran tiempos de exposición reducidos, lo que resulta lógico teniendo en cuenta que la intensidad del campo radiactivo es elevada durante la operación. Cabe destacar que el Nuward está diseñado para gestionar los accidentes de forma pasiva durante un periodo

de siete días, tiempo tras el cual la intensidad neutrónica y fotónica en las inmediaciones de la camisa habría decrecido lo suficiente para la intervención operaria.

## 7. Estudio comparativo

El objetivo de este apartado es enfrentar los parámetros de diseño más relevantes de las máquinas empleadas en la propulsión de grandes embarcaciones mercantes con los del reactor Nuward, analizando la relación que guardan con las condiciones operativas del barco y su geometría.

La autonomía, el ahorro de espacio para el almacenamiento del combustible y la velocidad de navegación que proporciona un reactor nuclear son las principales ventajas competitivas que ofrece respecto de la propulsión convencional.

La potencia disponible en el eje del barco y su peso influyen en la velocidad máxima, aunque no existe una fórmula directa que relacione estos parámetros. La forma del casco, su longitud, el peso y distribución de la carga, la resistencia hidrodinámica, la eficiencia del sistema del reactor y otros factores externos al diseño del barco también influyen en su velocidad máxima.

A continuación, se muestra una gráfica en la que se comparan los valores de potencia específica de diversas embarcaciones nucleares con su velocidad máxima.

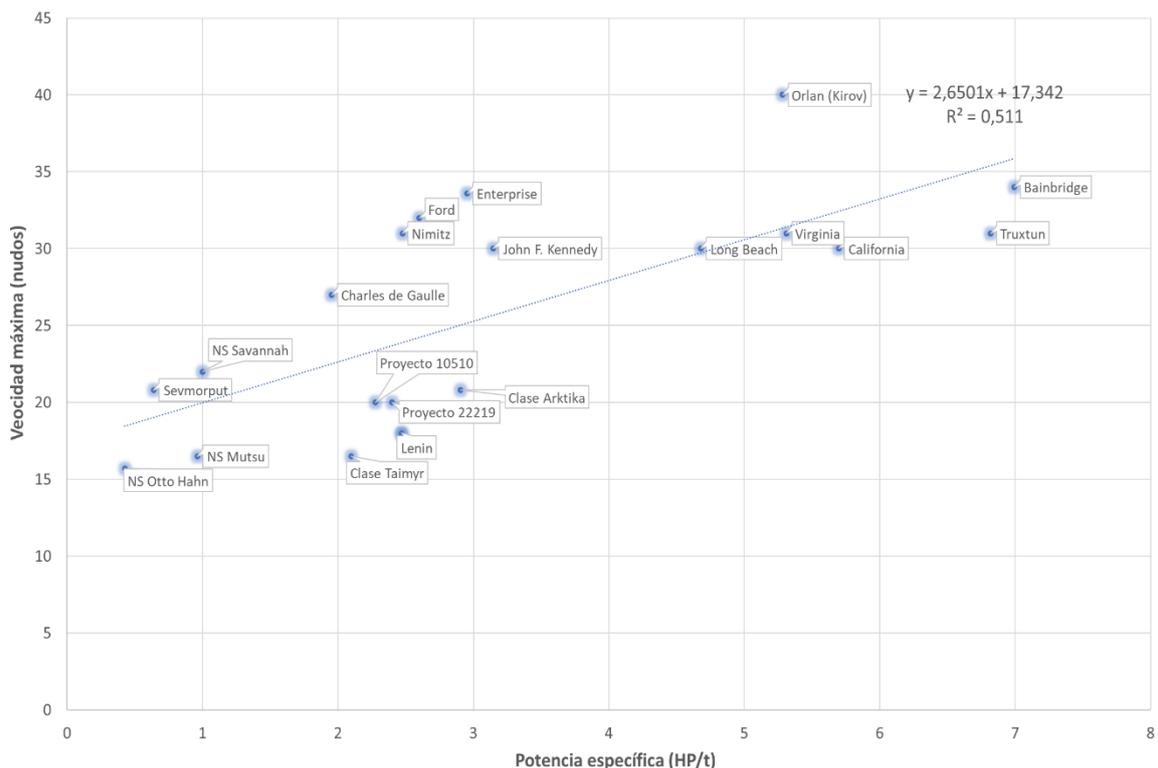


Figura 7.1: Relación potencia específica-velocidad máxima de navegación de varios buques de superficie nucleares.

La gráfica confirma lo enunciado previamente: la velocidad máxima de la embarcación no es proporcional a la potencia específica, ya que existen otras variables que afectan a esta. Sin embargo, se observa una tendencia de la velocidad creciente con la potencia específica, lo que puede darnos una idea de la velocidad a la que podría navegar un buque propulsado por un núcleo Nuward en función de su desplazamiento máximo.

Parte de la energía generada por el reactor es empleada para alimentar los sistemas auxiliares y las necesidades energéticas a bordo, como la iluminación, los sistemas de comunicación, la refrigeración, el funcionamiento de las bombas de agua, el equipo de navegación, los sistemas de climatización y otros equipos eléctricos y electrónicos a bordo. La demanda energética de estos subsistemas dependerá de las prestaciones y necesidades de cada embarcación, que unida al rendimiento del conjunto reactor-transmisión determinará la potencia entregada al eje.

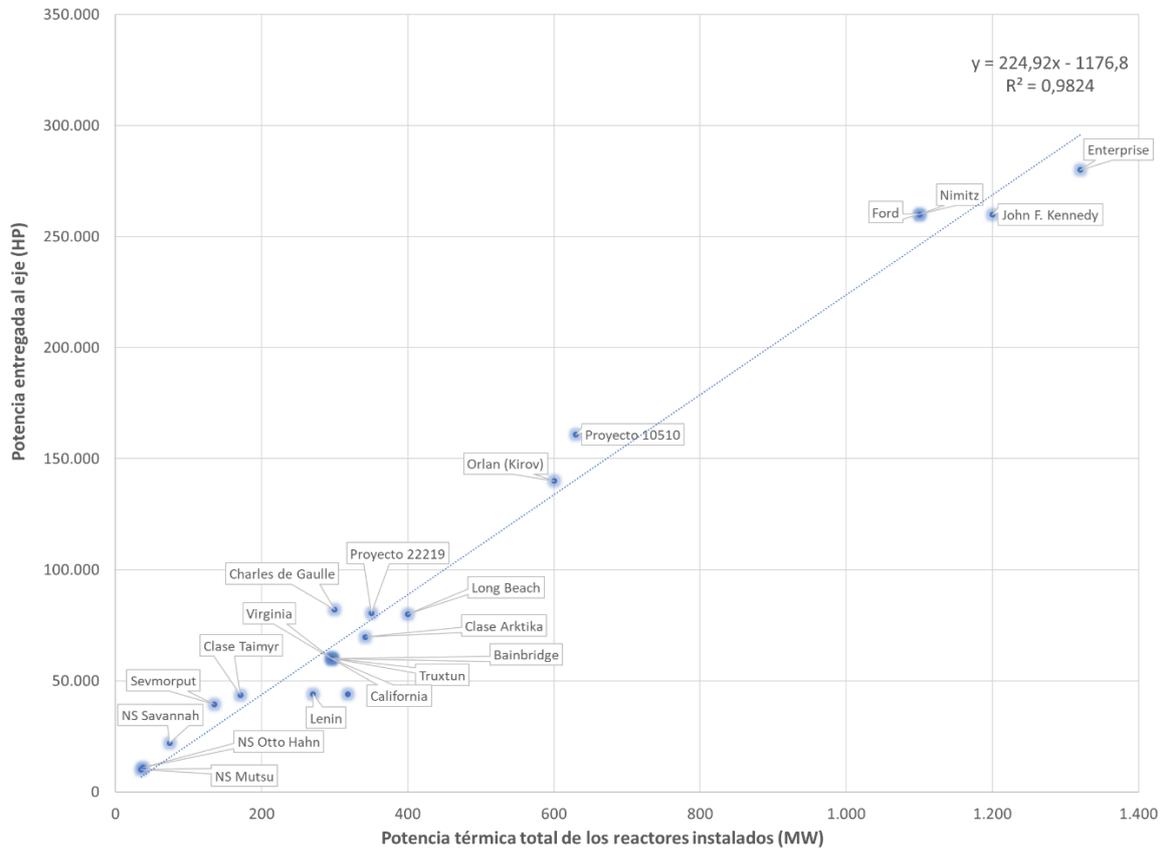


Figura 7.2: Relación potencia térmica-potencia en el eje de varios buques de superficie nucleares.

Para los buques de superficie nucleares mostrados en el gráfico superior la potencia disponible en el eje del barco aumenta de manera casi lineal con la potencia térmica total instalada. Atendiendo a esta relación, puede afirmarse sin demasiada incertidumbre que la potencia entregada al eje de un barco propulsado por un núcleo Nuward de 540 MW<sub>t</sub> rondará los 120.000 HP. La gráfica se construye a partir de los datos presentados en el ANEXO II, atendiendo a la información recogida por Peter Lobner<sup>[12]</sup>.

El bajo coste y la reducida huella de carbono (relativos) asociados al transporte marítimo otorgan a este medio un papel protagonista en el comercio internacional (más del 90% del transporte internacional). Los buques mercantes pueden clasificarse según su utilidad y funcionalidad en: portacontenedores, graneleros, petroleros, quimiqueros, gaseros, frigoríficos, *roll on-roll off*, semisumergibles y otros tipos de embarcaciones.

Según los datos recogidos a lo largo de 2023 por la Conferencia de las Naciones Unidas sobre Comercio y Desarrollo<sup>[30]</sup>, la flota mercante a nivel global está conformada por portacontenedores, graneleros y petroleros mayoritariamente. El análisis se centrará en los primeros por su variedad de carga y gran tamaño.

Los portacontenedores transportan todo tipo de mercancías en contenedores estandarizados. El número de contenedores que pueden transportar se expresa en TEU, unidad de medida que define el volumen del contenedor, aunque no el peso de la carga en su interior (este puede variar hasta un máximo de 23.600 kg aproximadamente).



Figura 7.3: Emma Mærsk.

Según UNCTAD los portacontenedores abarcan un 13% del comercio marítimo en la actualidad. Las embarcaciones más grandes de este tipo, todas propulsadas por enormes motores diésel de dos tiempos (o motores duales diésel-metano), pueden llegar a medir 400 m de eslora y 62 m de manga.

Para este tipo de embarcaciones la relación entre la velocidad máxima de navegación registrada y la potencia específica; definida en esta ocasión como el cociente entre la potencia en el eje y la capacidad de carga máxima (considerando 10 t/TEU), es muy difusa. Basándonos en la pendiente de la línea de tendencia mostrada en la gráfica 7.1,  $\Delta v/\Delta HP=2,65$  y bajo la hipótesis de que un núcleo Nuward puede entregar 120.000 HP al eje, pueden llegar a obtenerse aumentos en la velocidad máxima de navegación de hasta el 35,8%.

El espacio requerido para alojar la contención del Nuward es inferior al requerido por la mayoría de los motores marinos (entorno al 10% menor), aunque atendiendo a las consideraciones expuestas en el capítulo anterior, el conjunto de sistemas que componen el reactor y la contención suponen un aumento aproximado del 50% en peso de la planta de propulsión.

El atractivo principal de la propulsión nuclear reside en el combustible. Al margen de los residuos radiactivos (que no son una problemática despreciable), el uranio reduciría drásticamente el espacio y peso requeridos para almacenar el diésel. El consumo de los motores empleados por estas grandes embarcaciones ronda los 167 g/kWh, con una potencia media de 60.526 kW aproximadamente. Si consideramos una densidad de 0,832 kg/l para el diésel, obtenemos un consumo de 12.148 l/h para la potencia indicada.

Lógicamente, el consumo dependerá de otros factores como; la eficiencia del motor, su potencia, el peso del barco...aunque los datos arrojados en el párrafo anterior dan una buena idea del aumento de la capacidad de carga que supondría el empleo del combustible nuclear. En un día podrían ahorrarse 291.552 l de diésel, equivalentes a 242 toneladas que podrían emplearse para transportar más carga.

En el ANEXO III se muestran los parámetros de algunos portacontenedores extraídos de diversas fuentes.

## 8. Conclusiones

El panorama actual en el mercado de reactores nucleares modulares presenta una competencia creciente, con numerosos diseños buscando diversificar sus aplicaciones. En este sentido, el Nuward destaca como una opción prometedora para la propulsión de barcos mercantes de gran tamaño, gracias a su diseño PWR integral y a la ventaja competitiva que le confiere el hecho de ser un diseño desarrollado por Francia, una nación con extensa experiencia en el sector nuclear.

El empleo del Nuward en la propulsión marina presenta una serie de ventajas significativas que podrían transformar la industria naviera. Por un lado, se lograría un aumento sustancial en la velocidad y una disminución en los tiempos de transporte, permitiendo una mayor eficiencia en las operaciones marítimas. Además, su potencia específica mayor y la reducción del volumen de la planta de propulsión brindarían una mayor capacidad de carga. El ahorro de espacio y peso al eliminar la necesidad de almacenar diésel permitiría aumentar aún más la capacidad de carga de las embarcaciones. La sustitución del diésel por combustible nuclear lleva implícita un aumento de la autonomía y una reducción de la frecuencia de recarga.

La posibilidad de propulsar barcos mercantes más grandes abre nuevas oportunidades para el transporte de mercancías a escala global. La eliminación de las emisiones contaminantes procedentes del transporte marítimo, que contribuyen al cambio climático y afectan la capa de ozono, representa un logro crucial para la sostenibilidad ambiental.

El estudio comparativo revela que el Nuward supera a los grandes motores térmicos de dos tiempos en términos de rendimiento, eficiencia y capacidad de carga, lo que lo posiciona como una opción atractiva para la industria naviera.

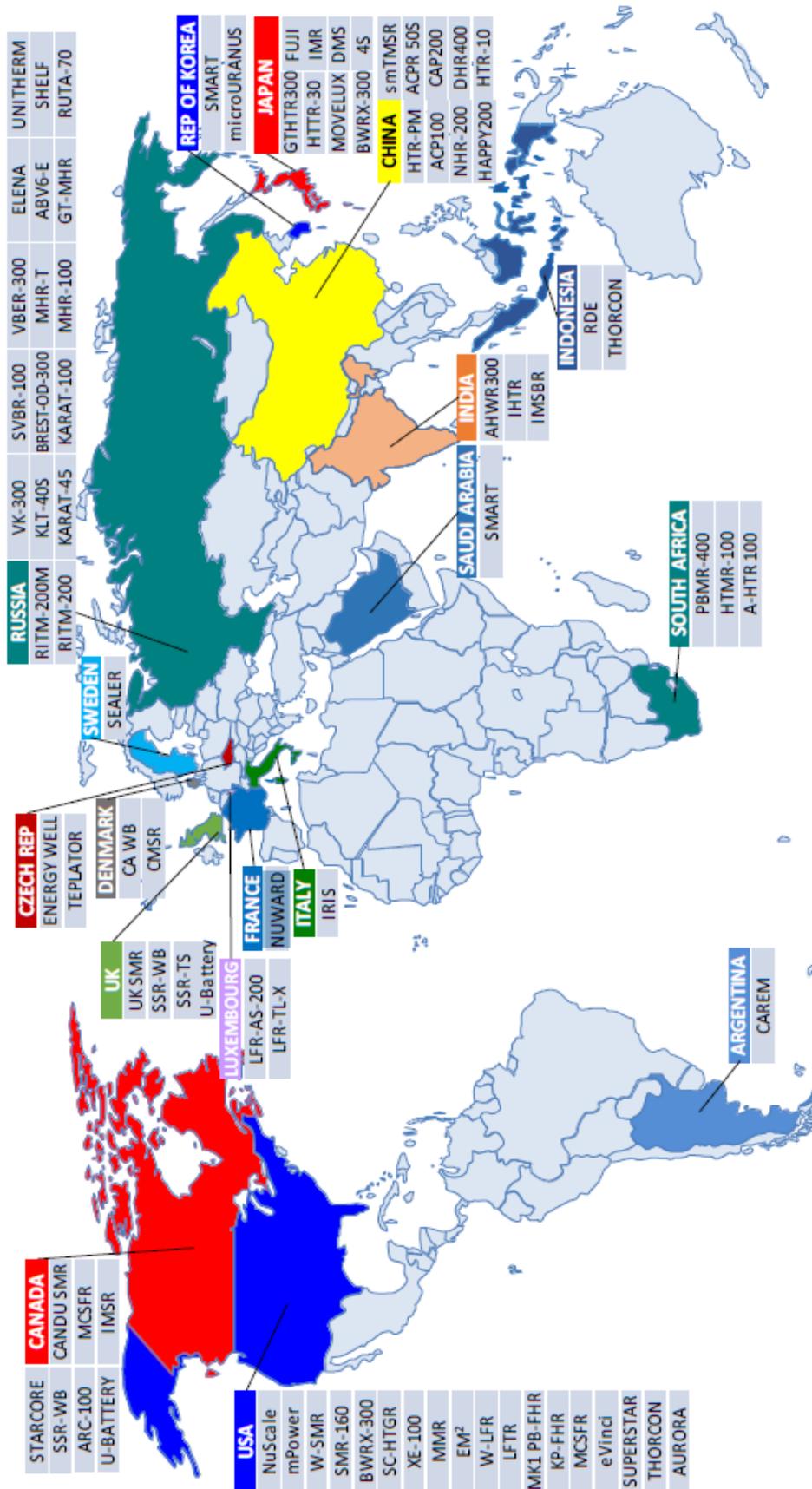
Con su potencial para aumentar la velocidad, mejorar la eficiencia y eliminar las emisiones contaminantes, esta tecnología tiene el poder de transformar la industria naviera en busca de una navegación más limpia y sostenible. En definitiva, si se logra superar los desafíos técnicos y regulatorios, el Nuward podría convertirse en un protagonista clave para el futuro del comercio global.

## BIBLIOGRAFÍA

- [1] Naciones Unidas, adopción de medidas urgentes para afrontar el cambio climático: metas asociadas al ODS 13.
- [2] MARPOL. Anexo VI: Reglas para prevenir la contaminación atmosférica ocasionada por los buques (entrada en vigor: 19 de mayo de 2005).
- [3] Resolución MEPC.304(72): Estrategia inicial de la OMI para la reducción de las emisiones de GEI de los barcos (adoptada el 13 de abril de 2018).
- [4] *Fourth IMO GHG Study, 2020.*
- [5] Foro Nuclear, descubrimiento de la radiactividad e investigaciones derivadas del mismo.
- [6] Proyecto Manhattan. Antecedentes, desarrollo tecnológico y tipos de bombas empleadas en los bombardeos sobre Hiroshima y Nagasaki.
- [7] OIEA BOLETIN. El desarrollo de la energía nucleoelectrica: historia y porvenir, 1987.
- [8] PRIS, Base de datos de los reactores nucleares de potencia, 2023.
- [9] World Nuclear Association: World Nuclear Performance Report, 2021.
- [10] Atomic Heritage Foundation. Admiral, Director of Naval Reactors, Hyman G. Rickover “The Father of the Nuclear Navy” (1900-1986).
- [11] World Nuclear Association, Nuclear-Powered Ships, 2021.
- [12] Marine Nuclear Power: 1939 – 2018, Peter Lobner, 2018.
- [13] At Sea Over Naval HEU: Expanding Interest in Nuclear Propulsion Poses Proliferation Challenges, 2010.
- [14] Feasibility of Converting Russian Icebreaker Reactors from HEU to LEU Fuel, 2006.
- [15] U.S. Department of Transportation, Maritime Administration, NS Savannah.
- [16] San Francisco Maritime National Park Association. NS Savannah Technical Press Information.
- [17] MARAD, NS Savannah Updated Final Analysis Report, 2017.
- [18] Informe histórico sobre la propulsión nuclear comercial, 2015 Elsevier B.V. All rights reserved.
- [19] NS Otto Hahn, Erstes deutsches Kernenergieschiff “Primer barco alemán de energía nuclear”, 1981.
- [20] 60 Years of Marine Nuclear Power:1955-2015, “The beginning of Japan’s marine nuclear power program”.
- [21] WaybackMachine. Nuclear Icebreaker Lenin (1959-1989).
- [22] NKS, Russian Nuclear Power Plants for Marine Applications, 2006.
- [23] Lynceans, Floating Nuclear Power Plants’ Operation by the End of the 2020’s, Peter Lobner.
- [24] ARIS IAEA, Status Report – NUWARD™ (EDF lead consortium), France, 2019.
- [25] Compact Steam Generation for Nuclear Application, G. Haratyk, K. Shirvan and M. S. Kazimi, 2015.

- [26] Safety Analysis of a Compact Integral Small Light Water Reactor, Zhiyuan Cheng, 2020.
- [27] NuFuel-HTP2™ Fuel and Control Rod Assembly Designs. December 2019, rev. 3.
- [28] IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, 2020.
- [29] ICRP Publication 74, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation.
- [30] UNCTAD, Registro anual de la flota mercante según tipo de embarcación y bandera, 2023.

## ANEXO I: DISEÑOS SMR A NIVEL GLOBAL



## ANEXO II: PARÁMETROS DE DISEÑO DE DIFERENTES BUQUES DE SUPERFICIE NUCLEARES

	Ship Class	Reactor Name	Reactors	Potencia reactor (MW)	Potencia térmica total de los reactores instalados (MW)	Displacement (tons)	Shaft Horsepower (HP)	Relación potencia térmica instala - potencia en el eje (MWt/HP)	Potencia específica (HP/t)	Max Speed (knots)	
<b>Buques de superficie americanos</b>	Long Beach	C1W	2	200	400	17100	80000	0,0050	4,68	30	
	Buques balísticos	D2G	2	148	296	8580	60000	0,0049	6,99	34	
		Truxtun	D2G	2	148	296	8800	60000	0,0049	6,82	31
	California	D2GY D2W	2	148	296	10530	60000	0,0049	5,70	30	
	Virginia	D2G	2	148	296	11300	60000	0,0049	5,31	31	
	Enterprise	A2W	8	165	1320	94781	280000	0,0047	2,95	34	
	Portaviones	John F. Kennedy	A3W	4	300	1200	82655	260000	0,0046	3,15	30
		Nimitz	A4W	2	550	1100	105000	260000	0,0042	2,48	31
		Ford	A1B	2	550	1100	100000	260000	0,0042	2,60	32
		NS Savannah	B&W	1	74	74	22000	22000	0,0034	1,00	22
<b>Buques civiles nucleares</b>	NS Otto Hahn	Deutsche Werft	1	38	38	25790	11000	0,0035	0,43	16	
	NS Mutsu	Mitsubishi	1	35	35	10400	10000	0,0035	0,96	17	
		Lenin	OK-150	3	90	270	17810	44000	0,0061	2,47	18
<b>Buques de superficie rusos</b>	Clase Arktika	OK-900	2	159	318	17810	44000	0,0072	2,47	18	
		OK-900A	2	171	342	24000	69700	0,0049	2,90	21	
	Sevmorput	KLT-40	1	135	135	61800	39450	0,0034	0,64	21	
	Clase Taimyr	KLT-40M	1	171	171	20790	43600	0,0039	2,10	17	
	Proyecto 22219	RITM-200	2	175	350	33530	80460	0,0043	2,40	20	
	Proyecto 10510	RITM-400	2	315	630	70674	160922	0,0039	2,28	20	
	Crucero de misiles guiados	Orian (Kirov)	Variante del OK-900A	2	300	600	26500	140000	0,0043	5,28	40
<b>Buques de superficie franceses</b>	Charles de Gaulle	K15	2	150	300	42000	82000	0,0037	1,95	27	

## ANEXO III: PARÁMETROS DE LOS PORTACONTENEDORES MÁS RELEVANTES Y DE SUS MOTORES TÉRMICOS

Nombre	Eslora (m)	Manga (m)	Motor	nº cilindros	Potencia (kW)	Potencia en el eje (HP)	TEU	Peso muerto calculado (t)	Potencia específica (HP/t)	Peso de la planta de propulsión (t)	Volumen motor (m <sup>3</sup> )	Consumo de combustible a plena potencia (g/kWh)	Tipo de combustible empleado	Velocidad máx. registrada (nudos)
Ever Ace 'A class'	400	62	WinGD X92-B	11	58.600	78.584	24.004	240.040	0,33	1.960	3.420	163	Diesel	23,0
Ever Glory 'G class'	400	59	MAN G95ME-C9.5-GI	11	59.300	79.522	20.160	201.600	0,39	2.231	3.960	166	Dual diesel-gas metano	23,0
Ever Eagle 'E class'	300	43	Mitsubishi 12RTA84C-UG	12	48.600	65.174	6.332	63.320	1,03	1.570	1.999	171	Diesel	25,0
Thalasa Hellas 'T'	368	51	B&W 11590ME-C9&10	11	67.100	89.982	13.808	138.080	0,65	2.151	2.102	166	Diesel	23,0
Emma Mærsk 'E'	397	56	Wärtsilä-Sulzer RTA96-C	14	80.000	107.282	15.000	150.000	0,72	2.300	3.590	171	Diesel	25,5
HMM Algeciras	400	51	MAN G95ME-C10.5-GI	11	75.570	101.341	23.964	239.640	0,42	2.230	3.960	162	Dual diesel-gas metano	20,1
HMM Oslo	400	62	MAN G95ME-C9.5-GI	11	75.570	101.341	23.820	238.200	0,43	2.230	3.960	165	Dual diesel-gas metano	18,0
MSC Gülsün	400	62	MAN G95ME-C9.5-GI	11	75.570	101.341	23.756	237.560	0,43	2.230	3.960	165	Dual diesel-gas metano	10,3

**Portacontenedores**