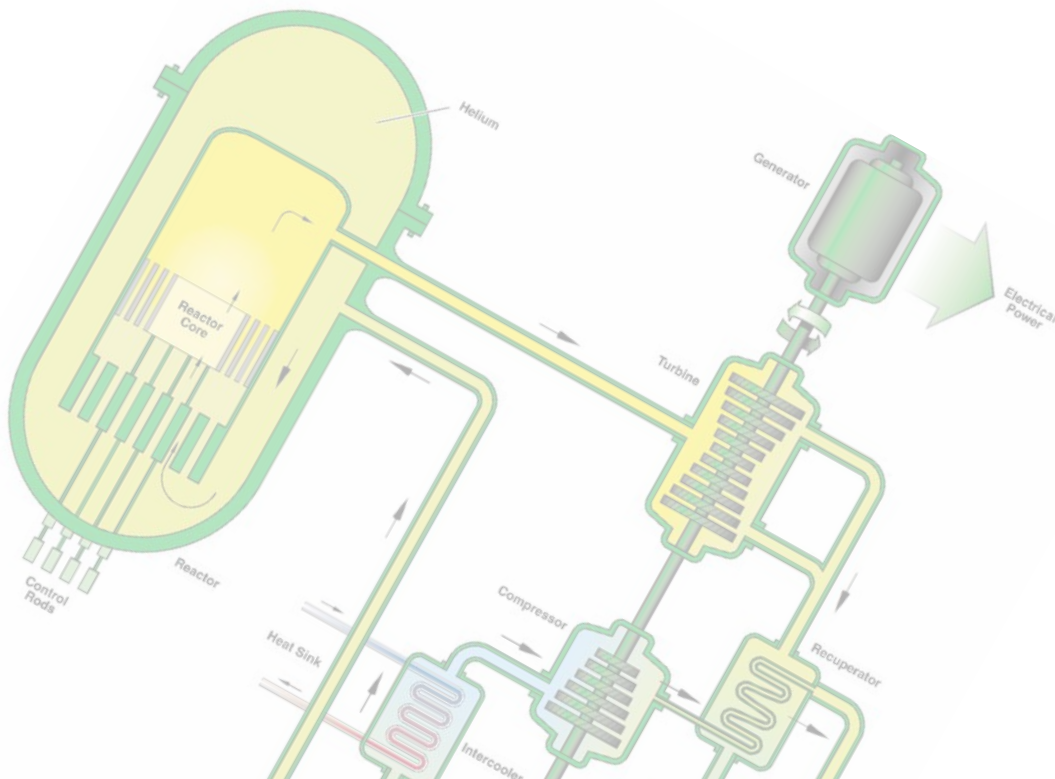


Tecnología Nuclear Avanzada

Nuevos Diseños de Reactores



La innovación es la fuerza motora para un continuo desarrollo de la tecnología nuclear, que conduce a nuevos diseños de reactores con capacidades superiores a las de los actuales. Estos avances comprenden plantas de generación de electricidad e instalaciones híbridas para la producción de calor industrial a alta temperatura, calefacción, hidrógeno y desalación del agua de mar.

¿Por qué se desarrollan nuevos diseños de reactores de fisión?

- Por su elevada densidad de energía: la fisión de 1 g de U-235 libera unos 24 MWh, energía equivalente a la de la combustión de 2,5 t de carbón o 2 t de petróleo.
- Porque ayuda a la reducción de emisiones y al desarrollo de una matriz energética con precios competitivos.
- Por la importancia de conservar el conocimiento científico y tecnológico.
- Porque es estratégico preservar y desarrollar tecnologías punteras propias de la energía nuclear, que ejerce un importante efecto tractor sobre diversos sectores económicos, al tiempo que refuerza la independencia energética.

Actualmente se trabaja en el desarrollo de reactores nucleares que permitirán la producción de hidrógeno o la desalación del agua de mar

ENERGÍA NUCLEAR EN EL FUTURO

Características de los nuevos diseños

En 1990 se publicó el primer informe de la industria eléctrica estadounidense sobre los requisitos de los nuevos reactores de agua ligera avanzados, *Utility Requirements Document* (URD). De igual manera, las empresas eléctricas europeas redactaron un documento similar

(*European Utility Requirements - EUR*) en el que se reflejaban las realidades del mercado europeo de electricidad, las capacidades tecnológicas, la posibilidad de licenciamiento en toda Europa y la experiencia acumulada.

Simplificar las instalaciones o reducir los tiempos de construcción son algunos de los requisitos para los nuevos reactores

Requisitos:

- Optimizar la seguridad, aprovechando fenómenos naturales.
- Mantener la competitividad con otras fuentes de energía.
- Evitar la mala utilización de materiales radiactivos mediante el desarrollo y mejora de las medidas de no proliferación existentes actualmente.
- Simplificar las instalaciones y reducir los tiempos de construcción.
- Desarrollar el estudio y aplicación de factores humanos.
- Hacer innecesarios los planes de emergencia en el entorno de las centrales por eliminación de la posibilidad de emisiones.
- Tener en cuenta, desde el comienzo del diseño, la gestión del combustible irradiado y el desmantelamiento reduciendo la producción de residuos.

Objetivos:

- 60 años de funcionamiento.
- Operación segura y flexible con un alto grado de disponibilidad global.
- Aumento de la automatización y mejora de los factores humanos, proporcionando al operador mayor tiempo para la toma de decisiones y reduciendo la probabilidad de errores.
- Reducción de la frecuencia de daños al núcleo a menos de 1 en 100.000 por reactor y año, y la frecuencia acumulada de emisiones después de un daño en el núcleo a menos de 1 en un millón por reactor y año.
- Incorporación de diseños para hacer frente a accidentes severos.
- Limitación de las acciones de protección necesarias en el entorno, en el caso hipotético de una emergencia mediante medidas adicionales incorporadas en el diseño de las plantas.
- Incorporación de medidas para prevenir la proliferación nuclear y ataques terroristas.

Generaciones de reactores nucleares

GENERACIÓN I



C.N. Shippingport

GENERACIÓN II



C.N. Diablo Canyon

GENERACIÓN III / III+



C.N. Kashiwazaki

C.N. Olkiluoto

GENERACIÓN IV



Futuro

Primeros prototipos

Producción comercial de electricidad

Reactores avanzados y evolutivos

Diseños innovadores

Calder Hall (GCR/MAGNOX)
Douglas Point (PHWR/CANDU)
Dresden-1 (BWR)
Fermi-1 (FBR/SFR)
Peach Bottom 1 (HTGR)
Shippingport (PWR)
Obninsk (LWGR)

Bruce (PHWR/CANDU)
Calvert Cliffs (PWR)
Flamanville 1-2 (PWR)
Grand Gulf (BWR)
Kalinin (PWR/VVER)
Kursk-1 (LWGR/RBMK)
Palo Verde (PWR)

ABWR (GE-Hitachi; Toshiba BWR)
ACR 1000 (AECL CANDU PHWR)
AP1000 (Westinghouse-Toshiba PWR)
APR-1400 (KHNP PWR)
APWR (Mitsubishi PWR)
Atmea-1 (Areva NP-Mitsubishi PWR)
CANDU 6 (AECL PHWR)
EPR (AREVA NP PWR)

ESBWR (GE/Hitachi BWR)
Pequeños reactores modulares
· B&W mPower PWR
· CNEA CAREM PWR
· India DAE AHWR
· KAERI SMART PWR
· NuScale PWR
· OKBM KLT-405 PWR
VVER-1200 (Gidopress PWR)

GFR Reactor rápido refrigerado por gas
LFR Reactor rápido refrigerado por plomo
MSR Reactor de sales fundidas
SFR Reactor rápido refrigerado por sodio
SCWR Reactor supercrítico refrigerado por agua
VHTR Reactor de muy alta temperatura

1950 1960 1970 1980 1990 2000 2010 2020 2030 2040

Los cerca de 450 reactores nucleares actualmente en operación son diseños de Generación II y III y las más de 50 unidades en construcción pertenecen a la Generación III / III+.

Fuente: Gen IV International Forum y Foro Nuclear

REACTORES NUCLEARES DE GENERACIÓN IV

Los reactores de Generación IV son un conjunto de diseños -desarrollados por la *Generation IV International Forum* (GIF)- para su utilización en aplicaciones comerciales con niveles de tecnología que varían entre las que requieren un proyecto de demostración y las que están ya disponibles y se consideran competitivas desde un punto de vista económico. **La característica principal de estos diseños es el desarrollo de un ciclo**

de combustible cerrado y se espera su entrada en operación a lo largo de las décadas de 2030 y 2040.

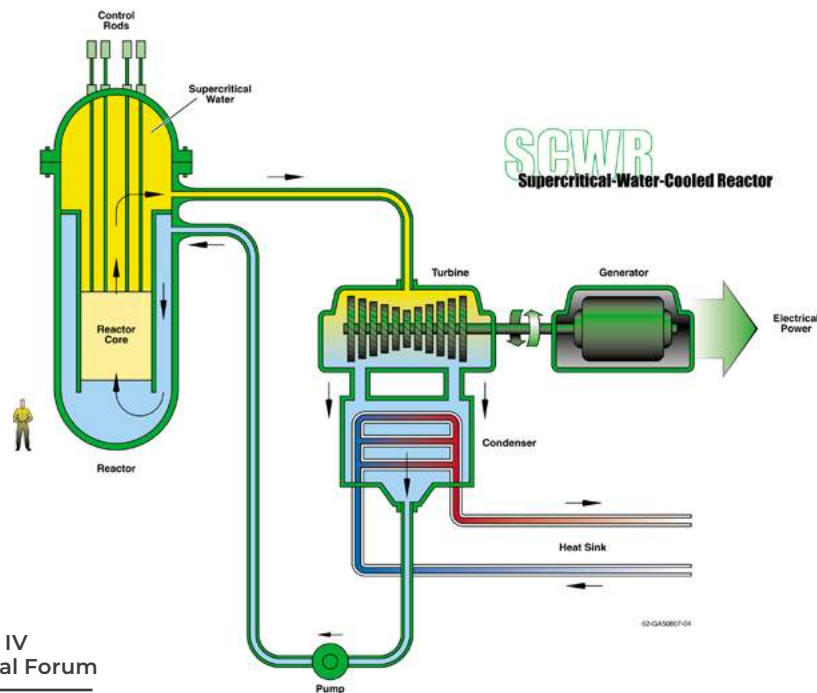
Generation IV International Forum fue iniciado por el Departamento de Energía (DOE) de Estados Unidos en 2001 y, posteriormente, se abrió a otros países. España participa a través de la Unión Europea. También hay que mencionar al *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* (INPRO), promo-

vido por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

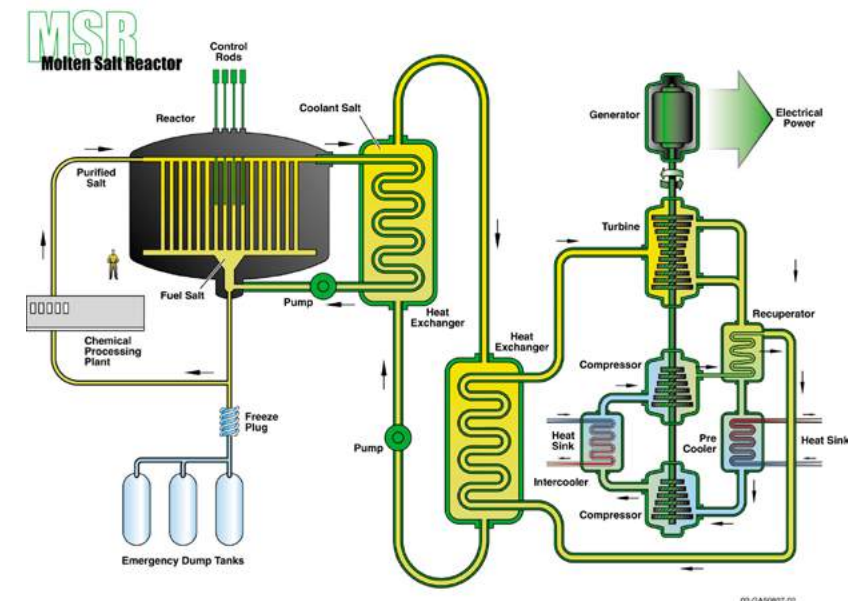
En base a los requisitos y objetivos mencionados anteriormente y adoptados por GIF e INPRO, se identificaron y seleccionaron seis sistemas nucleares basados en una diversidad de diseños con núcleos que utilizan neutrones térmicos y rápidos y varias tecnologías para la conversión

de energía y un ciclo de combustible que, en general, es cerrado con reutilización del combustible irradiado reprocesado de reactores de generaciones anteriores.

Sus potencias unitarias cubren una amplia gama, desde muy pequeña (menor o igual a 300 MWe) hasta muy grande (mayor de 1.000 MWe).



Fuente:
Generation IV
International Forum



Fuente:
Generation IV International Forum

Reactor rápido refrigerado por gas (*Gas Cooled Fast Reactor - GFR*)

Consiste en un reactor rápido refrigerado por helio a alta temperatura con un ciclo cerrado de combustible. Combina las ventajas de los sistemas de espectro neutrónico rápido con la sostenibilidad a largo plazo

de los recursos de uranio. Minimiza los residuos mediante múltiples fases de reprocesado y fisión de los actínidos de vida larga con las ventajas de rendimiento de los ciclos de alta temperatura y la posibilidad de uso industrial del calor generado, por ejemplo, para producción de hidrógeno.

Reactor rápido refrigerado por plomo (*Lead Fast Reactor - LFR*)

Es un tipo de reactor que funciona con neutrones rápidos, alta temperatura y refrigeración por medio de plomo fundido o una mezcla homogénea con punto de fusión más bajo que el de sus componentes (eutéctico) de plomo y bismuto que permiten operación a bajas cargas; presenta muy buenas propiedades termodinámicas y es relativamente inerte con respecto a interacciones con aire o agua.

Tiene una excelente capacidad de gestión de materiales, ya que funciona con neutrones rápidos y utiliza un ciclo de combustible cerrado para una conversión eficiente del uranio fértil. También se puede utilizar para quemar actínidos y como reactor de quemado/reproducción (*burner/breeder*) con ciclos de uranio o torio. Estos reactores utilizan neutrones rápidos que no requieren ser moderados para el proceso de fisión.

Generation IV International Forum ha seleccionado seis sistemas nucleares basados en una diversidad de diseños

Reactor rápido de sales fundidas (*Molten Salt Fast Reactor - MSFR*)

Presenta como característica principal un núcleo en el que el combustible está disuelto en sales de fluoruro fundidas. Esta tecnología se originó hace más de 50 años en el *Oak Ridge National Laboratory* de Estados Unidos, con posterior desarrollo en Rusia. Presenta el aliciente adicional de quemar actínidos del combustible irradiado descargado de reactores de agua ligera y su potencial para funcionar como un reactor de quemado/reproducción

(*burner/breeder*) con posibles ciclos de torio.

No incluye un moderador sólido, como grafito, debido a su elevado coeficiente negativo de temperatura y de reactividad por vacíos, lo cual constituye una característica única de seguridad que no presentan otros reactores rápidos de combustible sólido.

Presenta el interés de que el empleo de sales líquidas como refrigerante facilita un mejor conocimiento de la transferencia de calor para aplicaciones como la producción de hidrógeno.

Reactor refrigerado por agua en estado supercrítico (*Supercritical Water Reactor - SCWR*)

Es un reactor de agua ligera a alta presión y temperatura que opera por encima del punto crítico termodinámico del agua (374 °C y 22,1 MPa o 218,1 atmósferas).

El núcleo del reactor se puede diseñar para un espectro neutrónico rápido o térmico y se puede integrar en una vasija de presión o en tubos de presión del reactor, lo cual lleva a utilizar agua ligera o pesada,

con deuterio en lugar de hidrógeno como moderador.

Consecuencia de lo expuesto, este tipo de reactores tienen mayor rendimiento térmico -que puede llegar a un 44%-; eliminación de los generadores de vapor de los reactores de agua a presión (PWR) y de los separadores y secadores de vapor de los reactores de agua en ebullición (BWR); eliminación de las bombas de recirculación y menores dimensiones de los edificios de supresión de presión del reactor y de la turbina.

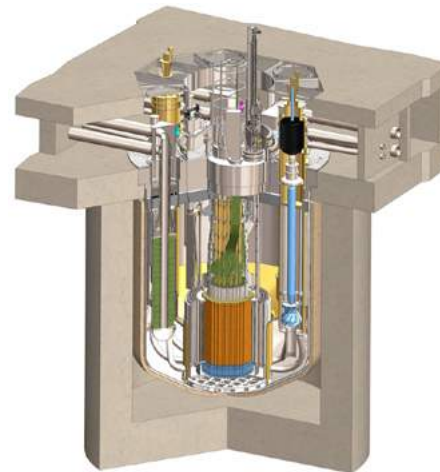
Reactor rápido refrigerado por sodio (Sodium Fast Reactor - SFR)

Utiliza sodio líquido como refrigerante y permite conciliar una alta densidad de potencia con una baja fracción de volumen de refrigerante y la operación a baja presión. Si bien se evita la corrosión al mantener un ambiente sin oxígeno, la violenta reacción del sodio con el aire y el agua requiere que el sistema por el que circula esté herméticamente sellado. El ciclo de combustible del reactor permite la regeneración del combustible fisionable y facilita la gestión de los actínidos menores producidos, que logran fisionarse gracias a la eficacia de los neutrones de alta energía.

Las potencias consideradas tienen un amplio rango, desde 300 a 1.500 MWe y temperaturas de salida de 500 – 550° C.

General Electric-Hitachi (GEH) y TerraPower tienen en fase conceptual un programa conjunto bajo contrato con el Departamento de Energía de Estados Unidos (DOE), que se ha plasmado en el diseño Natrium y que hibrida la generación eléctrica con un reactor de sales de sodio fundidas del tipo de onda de propaga-

ción (*Traveling wave reactor – TWR*) con el almacenamiento de calor en sales fundidas, lo cual permite ampliar la potencia del reactor de los 345 MWe nominales a unos 500 MWe en momentos de alta demanda.



Diseño conceptual de reactor TWR
Fuente: TerraPower



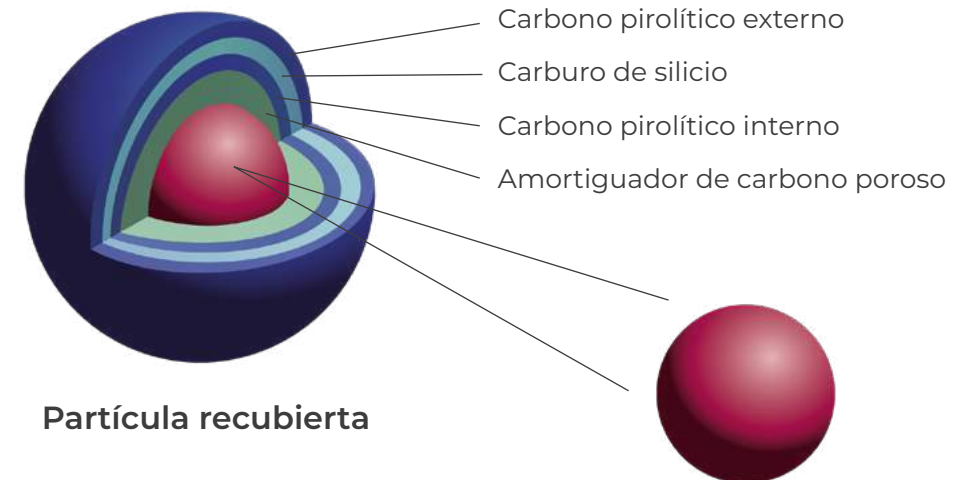
Concepto Natrium
Fuente: TerraPower

Reactor de muy alta temperatura (Very high temperature reactor - VHTR)

Este diseño se dedica principalmente a la cogeneración de electricidad e hidrógeno que se obtiene a partir de agua mediante procesos termoquímicos (reformado), electroquímicos o híbridos, gracias a la alta temperatura de salida (1.000 °C).

El núcleo del combustible está constituido por partículas muy peque-

ñas de uranio, carbono y oxígeno (*kernel*), que se encapsulan con tres capas de carbono y material cerámico, lo cual las hace extremadamente resistentes a transitorios operacionales, integrándose en una matriz de grafito. Técnicamente se conocen como partículas de combustible tri-estructural isotrópico y se las denomina TRISO. Se pueden fabricar en forma de cápsula cilíndrica o de pequeñas bolas esféricas (*pebbles*). El refrigerante utilizado es helio.



Partícula recubierta

Núcleo del combustible (*kernel*)

El VHTR es muy versátil y puede utilizar ciclos alternativos de combustible a base de uranio-plutonio, plutonio, óxidos mixtos y uranio-torio.

REACTORES MODULARES PEQUEÑOS (SMALL MODULAR REACTORS - SMR)

A principios de la década de 2010, dentro del programa *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* (INPRO) y como iniciativa del Departamento de Energía de Estados Unidos (DOE), se comenzó el desarrollo de una nueva familia de reactores nucleares denominados **Reactores Modulares Pequeños (Small Modular Reactors - SMR)**, con potencias eléctricas de **alrededor de 300 MWe** y posible entrada en operación a lo largo de las próximas dos décadas.

Los Reactores Modulares Pequeños tienen pequeñas potencias, diseño modular, periodos de licenciamiento y construcción más cortos y se pueden localizar en ubicaciones remotas

Un factor adicional que impulsa los desarrollos de Reactores Modulares Pequeños es que, debido a las pequeñas potencias que se consideran y a su carácter modular, es posible producirlas en fábrica con todas las ventajas que esto conlleva en cuanto a calidad de fabricación, facilidad de licenciamiento y estandarización, ahorros de costes y tiempo y elimina-

La industria tiene un gran interés en producir electricidad y vapor de proceso mediante centrales nucleares de diseño modular y pequeña potencia unitaria, motivado por el deseo de reducir los costes de inversión directa, simplificar el licenciamiento y períodos de construcción y hacer posible que las unidades puedan estar alejadas de las grandes redes de transporte.

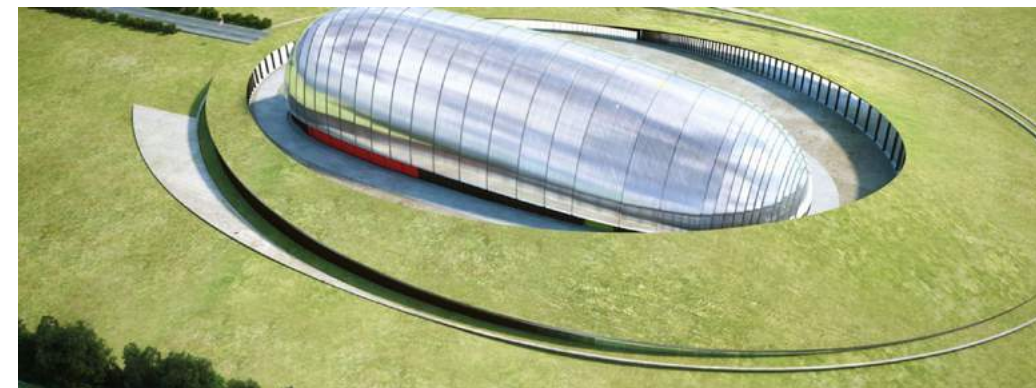
ción de errores y cambios durante la instalación, enviándose al emplazamiento ya completas y listas para alcanzar la potencia deseada añadiendo módulos adicionales, que podrían recargarse y mantenerse independientemente. También se podrían utilizar las ventajas de la modularidad para plantas de desalación o en ubicaciones remotas.

Presentan un alto nivel de seguridad inherente y utilización de medios pasivos, como la gravedad para accionar los sistemas de seguridad o la convección para la transmisión de calor.

Algunos de ellos están igualmente diseñados para instalación total o parcialmente subterránea para reducir el riesgo de ataques terroristas.

Existen varios ejemplos de SMR en fase avanzada de diseño:

- Las imágenes muestran el diseño de Rolls Royce en una posible instalación semienterrada como las que considera Reino Unido. Se basa en módulos de 220 MW que se pueden acoplar para los niveles de potencia deseados y reducirían a menos de cinco años el período de construcción.



Fuente: Rolls Royce

- El de General Electric Hitachi (GEH) se basa en la experiencia evolutiva de sus distintos diseños de reactores de agua en ebullición y consta de una vasija muy compacta, tal y como se observa en la figura que se puede preparar en fábrica, con una potencia de 300 MWe.

- El de Nuscale se basa en módulos de 60 MW, que dentro de una vasija de presión contiene el reactor, el generador de vapor y el presionador. Este módulo va sumergido en una piscina con agua. Los factores de seguridad pasivos incluyen circulación de refrigerante por convección que permite una refrigeración indefinida sin acción del operador ni dependencia de la alimentación exterior o reposición de agua exterior.



GEH BWR X 300

NUSCALE SMR

La primera central nuclear flotante del mundo para producir electricidad entró en operación en mayo de 2020 en Rusia



Fuente: Rosatom

Como ejemplo de SMR ya en funcionamiento y con respecto a aplicaciones en lugares remotos, en mayo de 2020 se puso en servicio en la región de Pevek (Siberia Oriental) una unidad móvil de baja potencia, consistente en una barcaza con dos reactores modulares de diseño ruso Rosatom, de 35 MW cada uno, del tipo KLT-40C, y dos turbogene-

radores de vapor. **Akademic Lomonosov constituye la primera central nuclear flotante del mundo para la producción de electricidad.** También podría convertirse en una planta de desalación con capacidad para producir 240.000 m³ de agua diarios.