



**Universidad de Valladolid**



**ESCUELA DE INGENIERÍAS  
INDUSTRIALES**

**UNIVERSIDAD DE VALLADOLID**

**ESCUELA DE INGENIERIAS INDUSTRIALES**

**Grado en Ingeniería Eléctrica**

**Reactores Nucleares del Futuro. Camino a la  
Sostenibilidad a Largo Plazo de la Energía  
Nuclear.**

**Autor:**

**Perpiñá Villafruela, Sara**

**Tutor:**

**Zorita Lamadrid, Ángel L.  
Dpto. INGENIERÍA ELÉCTRICA**

**Valladolid, junio 2021.**



## RESUMEN:

La energía nuclear siempre ha sido denostada debido a los riesgos que supone en cuanto a seguridad y proliferación de armamento nuclear. También preocupa la gestión que se hace de los residuos nucleares, que son potencialmente peligrosos. La Generación IV de reactores nucleares trata de poner solución a estos problemas, con el objetivo convertir a la energía nuclear en un sustituto de las tecnologías de generación basadas en los combustibles fósiles para la gestión del sistema energético. En este documento se pretende hacer una recopilación de las mejoras que introducen las tecnologías de cuarta generación en el ciclo de combustible, en los combustibles nucleares y en la seguridad de los reactores, todas ellas enfocadas a conseguir una fuente de energía sostenible, segura y económica, que cubra las necesidades energéticas cada vez más exigentes de la humanidad, cumpliendo con el propósito de reducir las emisiones de CO<sub>2</sub>.

## PALABRAS CLAVE:

Energía nuclear, Generación IV, Ciclo de combustible, Combustible nuclear, Sostenibilidad.

## ABSTRACT:

Nuclear energy has always been reviled because of the risks it poses in terms of security and proliferation of nuclear weapons. There is also concern about the management of nuclear waste, which is potentially dangerous. Generation IV of nuclear reactors tries to solve these problems, with the aim of turning nuclear energy into a substitute for generation technologies based on fossil fuels for the management of the energy system. This document aims to compile the improvements introduced by fourth generation technologies in the fuel cycle, nuclear fuels and reactor safety, all of them focused on achieving a sustainable, safe and economical source of energy, which meets the increasingly demanding energy needs of humanity, fulfilling the purpose of reducing CO<sub>2</sub> emissions.

## KEYWORDS:

Nuclear energy, Generation IV, Fuel cycle, Nuclear fuel, Sustainability.





## ÍNDICE GENERAL

<b>1</b>	<b>JUSTIFICACIÓN Y OBJETIVOS .....</b>	<b>13</b>
1.1	Justificación .....	13
1.2	Objetivos .....	14
1.3	Estructura del TFG y contenido de los capítulos .....	15
<b>2</b>	<b>GENERACIÓN IV: LOS REACTORES NUCLEARES DEL FUTURO.....</b>	<b>17</b>
2.1	Evolución histórica de los reactores nucleares.....	17
2.1.1	Generación I.....	17
2.1.2	Generación II.....	18
2.1.3	Generación III.....	18
2.1.4	Generation III+ .....	19
2.2	Generación IV .....	20
<b>3</b>	<b>CONCEPTOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR.....</b>	<b>25</b>
3.1	Radioactividad .....	25
3.2	Fisión nuclear .....	26
3.3	Espectro neutrónico.....	27
3.3.1	Reactores térmicos.....	28
3.3.2	Reactores rápidos.....	28
3.4	Ciclo de combustible.....	30
3.4.1	Ciclo de combustible abierto .....	31
3.4.2	Ciclo de combustible cerrado .....	33
3.5	Combustible.....	37
3.5.1	Combustibles tradicionales.....	37
3.5.2	Combustibles propuestos para los reactores de Gen-IV .....	39
<b>4</b>	<b>TECNOLOGÍAS DE LA IV GENERACIÓN .....</b>	<b>43</b>
4.1	<b>GFR (Gas-cooled Fast Reactor).....</b>	<b>43</b>
4.1.1	Introducción .....	43
4.1.2	Diseño del reactor .....	44
4.1.3	Combustible .....	46
4.1.4	Seguridad .....	47
4.2	<b>LFR (Lead-cooled Fast Reactor).....</b>	<b>48</b>
4.2.1	Introducción .....	48
4.2.2	Diseño del reactor .....	50



4.2.3	Combustible .....	55
4.2.4	Seguridad .....	56
<b>4.3</b>	<b>MSR (Molten Salt Reactor) .....</b>	<b>58</b>
4.3.1	Introducción .....	58
4.3.2	Diseño del reactor .....	59
4.3.3	-Combustible .....	62
4.3.4	Seguridad .....	64
<b>4.4</b>	<b>SFR (Sodium-cooled Fast Reactor) .....</b>	<b>65</b>
4.4.1	Introducción .....	65
4.4.2	Diseño del reactor .....	65
4.4.3	Ciclo de combustible .....	70
4.4.4	Seguridad .....	71
<b>4.5</b>	<b>SCWR (Supercritical Water-cooled Reactor) .....</b>	<b>73</b>
4.5.1	Introducción .....	73
4.5.2	Diseño del reactor .....	73
4.5.3	Combustible .....	81
4.5.4	Seguridad .....	81
<b>4.6</b>	<b>VHTR (Very High Temperature Reactor) .....</b>	<b>88</b>
4.6.1	Introducción .....	88
4.6.2	Diseño del reactor .....	89
4.6.3	Combustible .....	95
4.6.4	Seguridad .....	96
<b>4.7</b>	<b>Tabla resumen de los reactores de IV Generación .....</b>	<b>99</b>
<b>5</b>	<b>PEQUEÑOS REACTORES MODULARES (SMR) .....</b>	<b>101</b>
<b>6</b>	<b>CONCLUSIONES .....</b>	<b>109</b>
<b>7</b>	<b>BIBLIOGRAFÍA .....</b>	<b>111</b>



## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1. Generaciones de reactores nucleares .....	17
Figura 2. Neutrón provocando una fisión nuclear .....	26
Figura 3. a) Espectro característico en el combustible de un reactor rápido, b) Secciones eficaces de $^{238}\text{U}$ y $^{235}\text{U}$ en función de la energía del neutrón, c) Número de neutrones de fisión por absorción para $^{239,241}\text{Pu}$ y $^{233,235}\text{U}$ (número de neutrones por fisión [ $\nu$ ] por la relación entre la sección eficaz de fisión [ $\sigma_f(E)$ ] y la de absorción [ $\sigma_a(E)$ ] en función de la energía del neutrón absorbido [ $E$ ]). (Enrique González Romero, 2012) .....	29
Figura 4. Ciclo de combustible nuclear: ciclo abierto actual (a) y ciclo cerrado (b). (Enrique González Romero, 2012).....	31
Figura 5. Proceso PUREX (Enrique González Romero, 2012).....	34
Figura 6. Ciclo cerrado completo, basado en un reactor rápido integral de Generación IV .	35
Figura 7. Ciclo cerrado completo con transmutación separada, basado en reactores rápidos de Generación IV y ADS. ....	36
Figura 8. Composición de un elemento de combustible. (nuclenorg.org).....	38
Figura 9. Partícula de combustible TRISO fragmentada para mostrar las diferentes capas.	39
Figura 10. Propuesta del diseño de reactor GFR. (GIF, 2002).....	44
Figura 11. Esquema de los tres circuitos propuestos para GFR.....	45
Figura 12. Vista esquemática del reactor ALLEGRO.....	46
Figura 13. Placa de combustible para GFR.....	47
Figura 14. Elemento de combustible para GFR.....	47
Figura 15. Propuesta de diseño LFR.....	49
Figura 16. Configuración del sistema primario de un LFR. (Dr. Alessandro Alemberti, Ansaldo Nucleare).....	51
Figura 17. Esquema de un sistema de reactor BREST-OD-300. (DR. Andrei Moiseev, NIKIET) .....	53
Figura 18. Esquema de un reactor tipo SSTAR.....	55
Figura 19. Diseño del reactor MSR.....	60
Figura 20. Representación esquemática del circuito de combustible de un MSFR.....	61
Figura 21. Representación esquemática del tratamiento de dos lazos de las sales de combustible. A la izquierda se representa el tratamiento con burbujeo de gas en el núcleo para extraer gases nobles y partículas metálicas (productos de fisión). A la derecha, reprocesamiento en el sitio por mini lotes discontinuos con dos objetivos: eliminar los productos de fisión (Zr y Ln) y ajustar el contenido en isótopos fisibles y fértiles en el combustible. ....	63
Figura 22. Sistema de tipo piscina. (Gen-IV, 2012) .....	66
Figura 23. Sistema de tipo bucle (Japan Atomic Energy Agency) .....	67
Figura 24. Configuraciones homogéneas y heterogéneas típicas para el núcleo de SFR: (a) núcleo homogéneo, (b) núcleo heterogéneo axial, y (c) núcleo heterogéneo radial. (Japan Atomic Energy Agency).....	68
Figura 25. Elemento de combustible y montaje de combustible típicos en el núcleo de un SFR. (Japan Atomic Energy Agency).....	69
Figura 26. Ciclo de vapor de un solo paso en reactores SCWR.....	74



Figura 27. Diferentes opciones de diseño de núcleo para SCWR con múltiples etapas de calentamiento. (a) Diseño de un solo paso, (b) diseño de dos pasos, y (c) diseño de tres pasos.....	75
Figura 28. Diseño de HPLWR con núcleo de tres pasos. ....	76
Figura 29. Esquema del ciclo de vapor directo con un recalentador con separador de humedad en una planta de SCWR.....	78
Figura 30. Concepto del núcleo de un SCWR canadiense. (a) Núcleo del reactor, (b)pieza cruzada, y (c) parte de debajo de un canal de combustible. ....	79
Figura 31. Conexión del canal de combustible al cabezal de salida.....	80
Figura 32. Contención compacta para HPLWR.....	83
Figura 33. Sistema de seguridad dentro del edificio del reactor en un SCWR canadiense. 85	
Figura 34.....	88
Figura 35. Diseño de núcleo de lecho de bolas y diseño de núcleo prismático.....	90
Figura 36. Diseño del reactor experimental HTTR.....	92
Figura 37. Diseño del núcleo prismático del reactor GTHTR300.....	93
Figura 38. Diseño del núcleo de lecho de bolas de un HTR-PM.....	94
Figura 39. Características inherentes de seguridad del VHTR. ....	96
Figura 40. Reactor SMR CARAM .....	103
Figura 41. Reactor SMR HTR-PM .....	104



## ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 1. Reactores nucleares de Generación II. ....	18
Tabla 2. Resumen de los reactores de Generación IV.....	99
Tabla 3. Resumen de SMR refrigerados por agua basados en tierra .....	105
Tabla 4. Resumen de SMR refrigerados por agua de base marina.....	106
Tabla 5. Resume de SMR refrigerados por gas de alta temperatura .....	106
Tabla 6. Resumen de SMR de espectro de neutrones rápidos .....	107
Tabla 7. Resumen de SMR de sales fundidas .....	108
Tabla 8. Otros reactores SMR .....	108



## ACRÓNIMOS

ABWR	BWR Avanzado
ACR	Reactor CANDU Avanzado
ADS	Sistemas de despresurización automática
AGP	Almacenamiento Geológico Profundo
AGR	Reactor Avanzado de Gas
AM	Actínidos Minoritarios
AP1000	Advanced Passive 1000
APWR	PWR Avanzado
ATC	Almacenes Temporales Centralizados
ATI	Almacenes Temporales Individualizados
BWR	Reactor de Agua Hirviendo
CANDU	Canadian Deuterium Uranium
DC	Enfriadores de inmersión
DHR	Eliminación del calor de descomposición
DiD	Niveles de defensa en profundidad
EPR	Reactor Europeo Presurizado
ESBWR	Economic-Safe BWR
FBR	Reactor reproductor rápido
FP	Productos de fisión
GFR	Reactor rápido refrigerado por gas
GIF	Generation IV International Forum
HP	Alta presión
HP-PH	Pre calentadores de alta presión
IC	Condensadores de aislamiento
IP	Presión Intermedia
LFR	Reactor rápido refrigerado por plomo
LOCA	Pérdida accidental de refrigerante
LP	Baja Presión
LP-PH	Pre calentadores de baja presión
LWR	Reactores de Agua Ligera
MOX	Combustible de ...
MSR	Reactor de sales fundidas
MSR	Recalentador separador de humedad
NPT	Tratado de no proliferación
OIEA	Organización Internacional de Energía Atómica
PB	Lecho de bolas
PMCS	Sistema pasivo de enfriamiento del moderador
PUREX	Recuperación de Plutonio y Uranio por extracción
PWR	Reactores de Agua a Presión
RBMK	Reactor de alta energía canalizado
RCR	Barras de control de reactividad



RPV	Recipiente a presión del reactor
SCWR	Reactor refrigerado por agua súper crítica
SFR	Reactor rápido refrigerado por sodio
SMR	Pequeños Reactores Modulares
SO	Objetivos de seguridad
SRL	Niveles de referencia de seguridad
TBP	Tributil fosfato
TRISO	Combustible tri-isotrópico
VHTR	Reactor de muy alta temperatura





# 1 JUSTIFICACIÓN Y OBJETIVOS

## 1.1 Justificación

El calentamiento global es uno de los problemas más acusados a los que se enfrenta la humanidad.

Este fenómeno está propiciado por la emisión a la atmósfera de gases de efecto invernadero. Estos gases son, principalmente, el vapor de agua, el dióxido de carbono ( $\text{CO}_2$ ), el metano ( $\text{CH}_4$ ), el óxido nitroso ( $\text{N}_2\text{O}$ ) y el ozono.

Aunque el efecto invernadero es un fenómeno natural y beneficioso para la vida en el planeta, la acción del hombre ha aumentado la presencia de los gases de efecto invernadero en la atmósfera, especialmente el dióxido de carbono y el metano. Desde la Revolución Industrial, se ha producido un incremento del 45% en la concentración atmosférica de  $\text{CO}_2$ : de 280 ppm en 1750 a 400 ppm en 2015.

Se estima que, si las emisiones de gases de efecto invernadero continúan al ritmo actual, la Tierra podría superar el límite de  $2^\circ\text{C}$  de calentamiento global (el límite señalado por el IPCC –Grupo Intergubernamental de Expertos sobre el Cambio Climático- como calentamiento global “peligroso” en 2036, con efectos potencialmente dañinos para los ecosistemas y la biodiversidad, llegando a poner en peligro la subsistencia de los seres humanos en el planeta.

Las emisiones antropogénicas de  $\text{CO}_2$  tienen su origen en la quema de combustibles fósiles, principalmente el carbón, el petróleo y el gas natural.

Según el Acuerdo Climático de París, las emisiones actuales deben detenerse por completo para 2040 o 2050. A menos que se produzcan avances en las tecnologías de captura de carbono, esto requiere de una transición energética hacia la eliminación de los combustibles fósiles. Este concepto también se conoce como descarbonización del sistema energético.

Una de las principales estrategias para lograr la descarbonización del sistema energético consiste en la electrificación a gran escala del sistema energético impulsada por el despliegue de las energías renovables, ya sea al nivel de los usuarios finales, ya para producir combustibles y materias primas sin carbono para la industria.

Sin embargo, las energías renovables, tales como la energía solar fotovoltaica o la energía eólica, tienen limitaciones a la hora de satisfacer la demanda debido a su naturaleza variable. Para gestionar estas energías e integrarlas en el Sistema



Eléctrico es necesario que dicho sistema disponga de otras tecnologías de generación, capaces de mantener constantemente el complicado equilibrio entre la oferta y la demanda. En este punto es donde juegan un papel importante la energía hidráulica y la energía nuclear, ya que permiten adecuar en todo momento la producción a las necesidades de la demanda y lo logran, además, sin emitir CO<sub>2</sub> a la atmósfera.

Este texto se centra en la energía nuclear de fisión. Esta se presenta como una parte fundamental de la solución al cambio climático. Las centrales nucleares no solo son capaces de funcionar como energía de carga base (funcionando al 100% de potencia) para garantizar la estabilidad del suministro eléctrico, sino que, además, son capaces de adaptar su producción a la demanda, y todo esto lo consiguen sin emitir CO<sub>2</sub> a la atmósfera durante el proceso de conversión energética.

Sin embargo, la energía nuclear tiene muchos detractores. El miedo a los accidentes nucleares, como los ocurridos en Chernobyl o Fukushima, a la gestión de los residuos nucleares y a la proliferación de usos no pacíficos de la energía nuclear, hace que sean muchos quienes rechazan este tipo de energía. En el documento presente se pretende dar la información necesaria para romper con estas ideas.

En este documento se ha intentado elaborar una pequeña guía, de carácter descriptivo, en la que se clasifican las distintas tecnologías nucleares que se están desarrollando e investigando actualmente, tecnologías que se engloban en la llamada Generación IV. Estas nuevas tecnologías tratan de ir un paso más allá en lo que se refiere a aspectos de seguridad y fiabilidad, logrando reducir la probabilidad de accidente y abaratar los costes de operación y mantenimiento. También plantean un nuevo ciclo de combustible, que lograría reducir significativamente los residuos generados en la explotación de las centrales nucleares que, además, pasarían a ser proyectos más rentables debido al incremento de su vida útil. También se hace mención a los pequeños reactores modulares (SMR), que podrían ser una alternativa energética sostenible para aquellos países cuya red eléctrica es escasa o muy localizada, permitiendo su desarrollo energético y económico.

## 1.2 Objetivos

El objetivo de esta memoria es dar a conocer las tecnologías de cuarta generación, que pretenden solucionar los problemas que plantean actualmente las centrales nucleares y el uso y gestión de los combustibles nucleares. Para conseguir este objetivo, se han fijado los siguientes objetivos específicos:

- Conocer la evolución de la energía nuclear desde sus orígenes hasta la actualidad.



- Exponer los principales objetivos de la cuarta generación de reactores nucleares.
- Explicar los cambios en la concepción de los reactores, el combustible y el ciclo de combustible para la cuarta generación.
- Elaborar una guía que englobe las tecnologías que se encuentran en vías de investigación y desarrollo.

### 1.3 Estructura del TFG y contenido de los capítulos

Para lograr los objetivos marcados, se ha dividido el texto en los siguientes capítulos:

1. **Generación IV: Los reactores nucleares del futuro.** En este capítulo se realiza un breve repaso a la evolución histórica de las distintas generaciones de reactores nucleares, mencionando las características propias de cada una de ellas. Se explican los principales objetivos marcados por el GIF (Generation –IV International Forum), un marco internacional para la cooperación en investigación y desarrollo para la próxima generación de sistemas de energía nuclear, para los reactores de IV generación.
2. **Conceptos de la energía nuclear.** Con el fin de facilitar la comprensión de las distintas tecnologías de cuarta generación y los cambios que estas representan frente a los reactores tradicionales, en este capítulo se definen los conceptos de ciclo de espectro neutrónico, ciclo de combustible y combustible nuclear y las distintas variaciones de cada uno de ellos.
3. **Tecnologías de la IV Generación:** En este capítulo se realiza una descripción en detalle, pero sin entrar en aspectos demasiado técnicos, de cada una de las 6 tecnologías de Generación IV consideradas por el GIF.

A pesar de la disparidad en el desarrollo de cada una de ellas, se ha buscado homogeneizar el análisis. Para ello, cada tecnología se ha dividido en cuatro apartados:

- a. Introducción: Se presenta la tecnología.
- b. Diseño del reactor: Se exponen las características de diseño del reactor. También se incluyen, en los casos en los que es posible, ejemplos de reactores conceptuales, experimentales o en operación, detallando las características de cada uno de ellos.



c. Combustible: Se describe el tipo de combustible utilizado en el reactor y cómo se dispone en el interior del núcleo.

d. Seguridad: Se mencionan las características de seguridad que implementa cada una de las distintas tecnologías.

4. **Pequeños reactores modulares (SMR)**. En este capítulo se describen las características comunes de los pequeños reactores modulares, una solución atractiva para llevar la energía a áreas remotas o países con un menor desarrollo económico



## 2 GENERACIÓN IV: LOS REACTORES NUCLEARES DEL FUTURO

### 2.1 Evolución histórica de los reactores nucleares

Los diseños de reactores nucleares suelen clasificarse por "generaciones". Los atributos clave que caracterizan el desarrollo y despliegue de reactores de energía nuclear iluminan las diferencias esenciales entre las diversas generaciones de reactores.

Actualmente, funcionan en todo el mundo tres generaciones de sistemas de energía nuclear, derivados de diseños desarrollados originalmente para uso naval a partir de finales de la década de 1940.

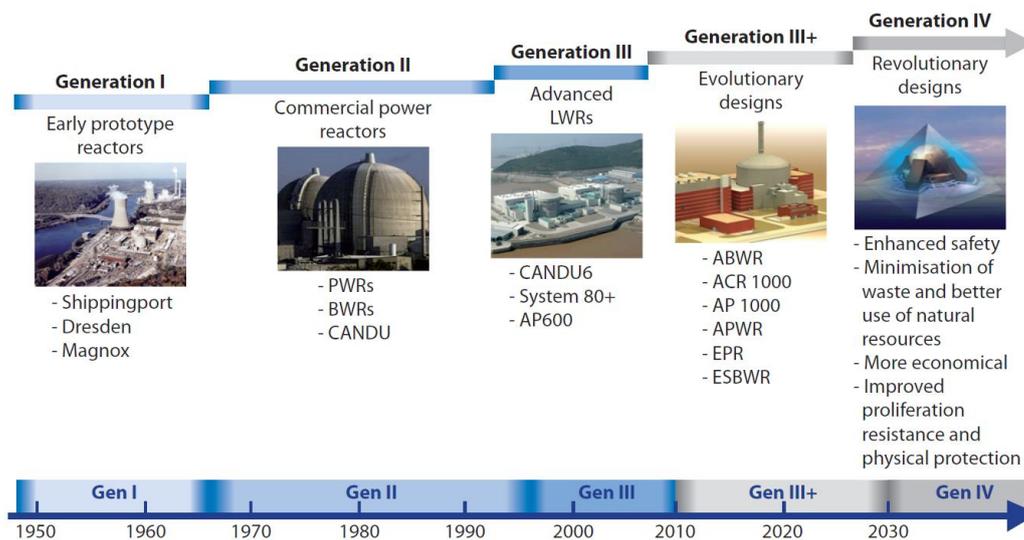


Figura 1. Generaciones de reactores nucleares

#### 2.1.1 Generación I

Los reactores de primera generación son los primeros que se llevaron a cabo tras finalizar la segunda guerra mundial. Estos reactores, además de producir grandes cantidades de electricidad para el consumo humano, se utilizaban para la producción de productos de fisión susceptibles de ser utilizados para el desarrollo de armamento nuclear como, por ejemplo, el plutonio.

La primera planta a escala comercial en operar fue la de Shippingport, en Pensilvania, que se puso en funcionamiento el 2 de diciembre de 1957. Se trataba de un reactor tipo PWR que proporcionaba cerca de 60 MW de potencia eléctrica.



Fue inaugurado como parte del programa “Átomos para la paz”, de Dwight D. Eisenhower. La planta mantuvo su funcionamiento hasta el año 1982.

### 2.1.2 Generación II

Los reactores de segunda generación surgieron en la década de 1970, cuando los programas nucleares de los países que utilizaban este tipo de energía se centraron más en la producción eléctrica que en el desarrollo de submarinos y armas nucleares.

Los reactores pertenecientes a esta generación se caracterizan por una mayor potencia eléctrica y un notable aumento en la seguridad, consecuencia de las investigaciones y el desarrollo tecnológico.

La mayoría de las plantas que se encuentran en funcionamiento actualmente entran dentro de esta clasificación. Los reactores más extendidos son los de agua ligera (LWR), aunque existen otros diseños.

Tabla 1. Reactores nucleares de Generación II.

REACTORES DE SEGUNDA GENERACIÓN						
	LWR		CANDU 6	AGR	RBMK	FBR
	PWR	BWR				
Descripción	Reactor de Agua a Presión	Reactor de Agua Hirviendo	Canadian Deuterium Uranium	Reactor Avanzado de Gas	Reactor de Alta Energía Canalizado	Reactor Reproductor Rápido
Espectro	Térmico	Térmico	Térmico	Térmico	Térmico	Rápido
Refrigerante	Agua ligera	Agua ligera	Agua pesada	CO <sub>2</sub>	Agua ligera	Sodio líquido
Moderador	Agua ligera	Agua ligera	Agua pesada	Grafito	Grafito	/
Combustible	<sup>235</sup> U (3-4%)	<sup>235</sup> U (3-4%)	U/MOX	<sup>235</sup> U (hasta 3%)	<sup>235</sup> U (hasta 1,5%)	Pu/ <sup>235</sup> U (20%)

### 2.1.3 Generación III

Los reactores de tercera generación no son más que una evolución de los reactores de segunda generación. La experiencia acumulada en la operación de centrales de



Generación II ha permitido incluir mejoras en el diseño tales como mejoras en la tecnología del combustible, un mayor rendimiento térmico, mejores sistemas de seguridad pasiva o un diseño estandarizado para reducir los costes de inversión y mantenimiento. Todo esto tiene como consecuencia una vida operacional más larga para la planta.

Estos reactores empezaron a diseñarse en 1990, y unos pocos entraron en operación en 1996. Son los denominados reactores avanzados.

Los principales representantes de esta generación son:

- **EPR (European Pressurized Reactor):** El reactor a presión europeo es la evolución del PWR. Se presenta como estandarte de la tercera generación gracias a su desarrollo favorecido por el gobierno francés. Cuenta con un sistema redundante de 4 elementos capaces de llevar a parada sin riesgo el reactor incluso en los casos más extremos. Se han aplicado sustanciales mejoras en la distribución, consiguiéndose un edificio más pequeño y robusto que sus predecesores. El combustible empleado no presenta grandes cambios, aportando simplemente una mayor compatibilidad con elementos de combustible de MOX.
- **ABWR (Advanced BWR):** El reactor de agua hirviendo avanzado nace como evolución de los BWR. Actualmente hay 4 unidades de éste tipo de reactor funcionando en Japón. Este modelo surge al eliminar sistemas y componentes complejos en favor de otros más simples, con una capacidad de funcionamiento pasiva.
- **APWR (Advanced PWR):** Es la alternativa propuesta por Mitsubishi como sucesor de los PWR. En muchos factores es bastante similar a los EPR.

#### 2.1.4 *Generation III+*

Los diseños de reactores Generación III + son un desarrollo evolutivo de los reactores Generación III, que ofrecen mejoras significativas en la seguridad sobre los diseños de reactores tercera generación.

Estas mejoras en la seguridad se deben a la inclusión de sistemas pasivos, cuya acción se debe a fenómenos físicos como la gravedad o la convección natural. Estos sistemas actúan por sí mismos cuando la central se desvía de su modo normal de operación, sin necesidad de ningún tipo de energía eléctrica externa o de un operador que los active.

Algunos de los modelos pertenecientes a la Generación III+ son:



- **AP1000 (Advanced Passive 1000):** El reactor avanzado pasivo es la versión más potente de AP600, un modelo de PWR al que se le ha aplicado una fuerte estrategia de reducción de componentes. El AP600 nunca llegó a construirse a pesar de tener todas las licencias para ello. Sin embargo, el AP1000 resulta ser económicamente más rentable.
- **ACR (Advanced CANDU Reactor):** Como su nombre indica, este reactor es la evolución del modelo canadiense CANDU. La característica más importante de este nuevo reactor es la eliminación del agua pesada en el circuito de refrigeración, sustituyéndose el refrigerante de los canales de presión por agua ligera (que actúa como refrigerante y como aislamiento radiológico).
- **ESBWR (Economic Safe BWR):** Es la evolución del ABWR. En este modelo, que apuesta por la simplificación del reactor, se han eliminado por completo las bombas de recirculación (características de los BWR). Para ello, se ha diseñado una vasija de mayores dimensiones en la que se deja en manos de la circulación convectiva el trabajo de la recirculación.

## 2.2 Generación IV

El GIF (Generation IV International Forum) fue creado en enero del año 2000 por 9 países y hoy tiene 13 miembros, todos ellos signatarios del documento fundacional, la Carta del GIF. Argentina, Brasil, Canadá, Francia, Japón, la República coreana, Sudáfrica, Reino Unido y Estados Unidos firmaron la Carta del GIF, que proporciona un marco general para las actividades del GIF y describe su estructura organizativa, en julio de 2001. A estos países les siguió Suiza en 2002, Euratom en 2003, la República Popular China y la Federación Rusa en 2006.

El GIF considera que la energía nuclear es necesaria para cumplir con la futura demanda energética, y que se requiere la colaboración internacional para avanzar la energía nuclear hasta su próxima “cuarta” generación de sistemas, desplegable después del año 2030. GIF definió cuatro objetivos en su Hoja de Ruta Tecnológica original, en 2002:

### Sostenibilidad

Los reactores de IV generación deben promover la disponibilidad de sistemas a largo plazo y el máximo aprovechamiento de combustible para la producción de energía eléctrica en todo el mundo, minimizando el volumen y el periodo de gestión de los residuos radioactivos.



Para lograr este objetivo es necesario recurrir a reactores radicalmente distintos a los que actualmente se encuentran en operación, en particular a los reactores rápidos y subcríticos.

### **Seguridad y confiabilidad**

Los requisitos de seguridad para los nuevos conceptos de reactores establecidos por el GIF son aplicables a todos los reactores avanzados y son:

- Sobresalir en seguridad y confiabilidad.
- Tener muy baja probabilidad y grado de daño en el núcleo del reactor.
- Eliminar la necesidad de una respuesta de emergencia remota.

Dado que no es posible cubrir o prever todas las posibilidades o variaciones futuras en el diseño y los principios, la tarea es cómo garantizar cierta uniformidad de enfoque para alcanzar algunos objetivos de seguridad de alto nivel acordados. El importante esfuerzo de GIF ha proporcionado un foro común para tales debates, al igual que los esfuerzos de algunos reguladores nucleares para "armonizar" sus diferentes enfoques sin renunciar a su autoridad reguladora nacional legal. Estos esfuerzos han dado como resultado los llamados Niveles de referencia de seguridad (SRL). Para los reactores avanzados tratados en este texto, hay siete objetivos de seguridad (SO) de alto nivel:

#### *SO1. Operación normal, eventos anormales y prevención de accidentes.*

- Reducir las frecuencias de eventos anormales al mejorar la capacidad de la planta para mantenerse dentro del funcionamiento normal.
- Reducir el potencial de escalada a situaciones de accidente al mejorar la capacidad de la planta para controlar eventos anormales.

#### *SO2. Accidentes sin fusión del núcleo*

- Asegurar que los accidentes sin fusión del núcleo no provoquen un impacto radiológico fuera del sitio o solo un impacto radiológico menor (en particular, no hay necesidad de profilaxis con yodo, refugio o evacuación).
- Reducir, en la medida de lo razonablemente posible, la frecuencia del daño central, teniendo en cuenta todo tipo de riesgos y fallas y combinaciones de eventos, y las emisiones de material radiactivo de todas las fuentes, teniendo en cuenta la



ubicación y el diseño para reducir el impacto de todos peligros externos y actos malévolos.

#### *SO3. Accidentes con núcleo fundido*

- Reducción de posibles emisiones radiactivas al medio ambiente por accidentes con fusión del núcleo, también a largo plazo, siguiendo los criterios cualitativos:

Los accidentes con derretimiento del núcleo que conducirían a liberaciones tempranas o grandes deben eliminarse prácticamente; Para los accidentes con fusión del núcleo que no se han eliminado prácticamente, se deben tomar disposiciones de diseño para que solo se necesiten medidas de protección limitadas en el área y el tiempo para el público (sin reubicación permanente, sin necesidad de evacuación de emergencia fuera de la vecindad inmediata del planta, refugio limitado, sin restricciones a largo plazo en el consumo de alimentos) y que hay suficiente tiempo disponible para implementar estas medidas.

#### *SO4. Independencia entre todos los niveles de defensa en profundidad*

- Mejorar la efectividad de la independencia entre todos los niveles de defensa en profundidad (DiD), en particular a través de disposiciones de diversidad (además del fortalecimiento de cada uno de estos niveles por separado como se aborda en los tres objetivos anteriores) para proporcionar, en la medida de lo razonablemente posible, un refuerzo de DiD.

#### *SO5. Interfaces de seguridad y protección.*

- Garantizar que las medidas de seguridad y las medidas de seguridad se diseñen e implementen de manera integrada. Se deben buscar sinergias entre la seguridad y las mejoras de seguridad.

#### *SO6. Protección radiológica y gestión de residuos.*

- Reducción en la medida de lo razonablemente posible mediante disposiciones de diseño, para todos los estados operativos, actividades de desmantelamiento y desmantelamiento, dosis individuales y colectivas para trabajadores, descargas radiactivas y no radiactivas al medio ambiente, y cantidad y actividad de desechos radiactivos.

#### *SO7. Gestión de la seguridad*



- Garantizar una gestión eficaz de la seguridad desde la etapa de diseño. Esto implica que el licenciataria establece un liderazgo y una gestión de la seguridad efectivos en todo el proyecto de la nueva planta y tiene suficientes recursos técnicos y financieros internos para cumplir con su responsabilidad principal en materia de seguridad; garantiza que todas las demás organizaciones involucradas en la ubicación, el diseño, la construcción, la puesta en marcha, la operación y el desmantelamiento de nuevos reactores demuestren conciencia entre el personal sobre los problemas de seguridad nuclear asociados con su trabajo y su función para garantizar la seguridad.

### **Aspectos económicos**

- Tener uno costo de ciclo de vida ventajoso frente a otras fuentes de energía.
- Tener un nivel de riesgo financiero comparable al de otros proyectos energéticos.

### **Resistencia a la proliferación y protección física**

- Ser una ruta muy poco atractiva para el desvío o el robo de materiales utilizables con armas y proporcionar una mayor protección física contra los actos de terrorismo.

El mayor estigma de la energía nuclear es, probablemente, su vinculación con las bombas atómicas. La energía nuclear, igual que otros muchos avances tecnológicos, tiene un origen claramente militar. Sin embargo, ninguna herramienta es buena o mala por sí i sino que depende del uso que le demos.

En 1957, impulsado por el programa “Átomos para la Paz”, se creó la Organización Internacional de la Energía Atómica (OIEA), que forma parte de las Naciones Unidas, con la misión de servir de foro de cooperación científica y técnica para impulsar el uso pacífico de la energía nuclear.

En 1970 se firmó el Tratado de No Proliferación (NPT) y fruto de él ningún reactor nuclear civil se ha utilizado para producir plutonio para fabricar armas. La inmensa mayoría de los países firmaron el NPT, de modo que todos los países que inician un programa nuclear civil tienen la obligación de someterse a inspecciones periódicas de la OIEA, lo que dificulta cualquier programa militar. Además, la fabricación de armamento es mucho más eficiente con infraestructuras específicas para ello que con centrales nucleares.



Los reactores nucleares que se consideran como IV Generación según el GIF son:

- **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 refrigerado por agua supercrítica.
- **VHTR:** Reactor de muy alta temperatura.

Todas estas tecnologías se describen en profundidad en el capítulo 5



## 3 CONCEPTOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR

En este apartado se exponen algunos conceptos relativos a la energía nuclear que resultan fundamentales para la comprensión de las tecnologías de cuarta generación descritas en el capítulo 5.

### 3.1 Radioactividad

Un núcleo atómico es estable cuando existe un equilibrio entre las fuerzas que actúan, o cuando las fuerzas atractivas son mayores que las repulsivas. Es decir, la interacción nuclear fuerte que experimentan los neutrones y protones es mayor que las fuerzas de repulsión eléctrica de los protones.

La radioactividad, o desintegración nuclear, es el proceso por el cual un núcleo inestable pierde energía mediante la emisión de radiación.

En el proceso de desintegración, el número de desintegraciones radioactivas en un instante de tiempo determinado es proporcional a la cantidad de materia radioactiva existente, y se denomina **Actividad**. Este proceso de desintegración se rige por leyes estadísticas que dependen únicamente del tiempo, por lo que no es posible conocer con exactitud cuándo se desintegrará un núcleo, pero sí podemos afirmar que la probabilidad de desintegración es proporcional al tiempo dado.

Se define el **Periodo de Semidesintegración** como el tiempo que debe transcurrir para que el número inicial de átomos se reduzca a la mitad.

El resultado del proceso de desintegración es la emisión de energía sobrante en forma de partículas o radiaciones electromagnéticas:

- **Radiación alfa ( $\alpha$ ):** suele ser emitida por isótopos de número atómico elevado, como el uranio, el torio, el plutonio o el radio. Las partículas  $\alpha$  son nucleidos formados por *deuterones* (un neutrón y un protón, igual que el núcleo del deuterio). Debido a que estas partículas tienen mucha masa, su poder de penetración en la materia es muy bajo, por lo que con apantallamientos de poco grosor se ven frenadas completamente.
- **Radiación  $\beta^-$ :** La emisión de este tipo de partículas se da en isótopos inestables ricos en neutrones. La masa y la carga de la partícula  $\beta^-$  son idénticas a las del electrón. La liberación de energía mediante esta radiación supone un aumento de número atómico del padre en una unidad. Dado que su masa es menor que la de las partículas alfa, su poder de penetración en la materia es mayor, siendo frenadas por láminas de aluminio de pequeño espesor.



- **Radiación  $\beta^+$ :** La emisión de este tipo de partículas se da en isótopos inestables ricos en protones. La masa de la partícula  $\beta^+$  es idéntica a la del electrón, y su carga es la misma, solo que en este caso es positiva. La liberación de energía mediante esta radiación supone la disminución en una unidad del número atómico del padre.
- **Captura electrónica:** En nucleidos con exceso de protones, el núcleo captura un electrón de alguna de las capas existentes, dando como resultado un nucleido hijo con el mismo número másico y número atómico inferior en una unidad.
- **Emisión de rayos gamma ( $\gamma$ ):** Se trata de una emisión electromagnética, por lo que sus partículas serán fotones. Tienen un alto valor energético. Esto, unido a que no tienen masa, les confiere un poder de penetración en la materia muy elevado, siendo frenadas sólo por grandes espesores de hormigón o planchas de plomo de varios centímetros.
- **Emisiones neutrónicas:** Los neutrones son producidos por el proceso de fisión. Aunque tienen mucha masa, pueden llegar a ser más penetrantes que los rayos gamma debido a su carga eléctrica nula. Los neutrones son capaces de producir elementos radioactivos tras su absorción por elementos estables, siendo la base de la producción de isótopos artificiales.

### 3.2 Fisión nuclear

La fisión nuclear es una reacción en la que los núcleos de los átomos pesados, al capturar un neutrón, pueden dividirse en dos, incluso tres, núcleos de átomos más ligeros, llamados productos de fisión, con emisión de neutrones y con un gran desprendimiento de energía.

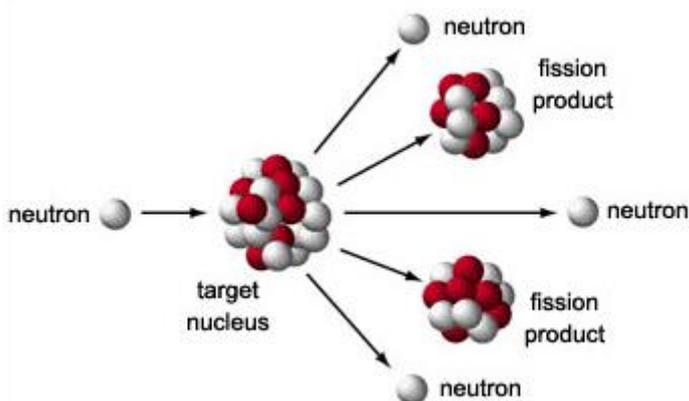


Figura 2. Neutrón provocando una fisión nuclear



Una reacción en cadena es un proceso mediante el cual, los neutrones que se han liberado en una primera fisión nuclear producen una fisión adicional en al menos un núcleo más. Este núcleo atómico, se fisiona y libera a su vez más neutrones, haciendo posible que el proceso se repita.

Existen tres tipos de encadenamiento de las reacciones:

- **Crítico:** El número de neutrones creados en cada instante es igual al número de neutrones que desaparecen en cada instante. Cuando se da esta circunstancia, el número de fisiones por unidad de tiempo será constante.
- **Supercrítico:** El número de neutrones que se generan en cada instante es superior al de los que desaparecen. En este caso, la población neutrónica aumentará y el número de fisiones cada instante será mayor que en el instante anterior.
- **Subcrítico:** En este caso el número de neutrones absorbidos es mayor que el de los generados, hasta que la reacción en cadena llegue a detenerse por completo.

Aunque en cada fisión nuclear se producen entre 2 y 3 neutrones, no todos están disponibles para continuar con la reacción de fisión, algunos se pierden.

La cantidad mínima de material fisible necesario para que se produzca una reacción en cadena por sí misma se conoce como **masa crítica**. La cantidad de masa crítica de un material fisionable depende de varios factores, como son sus propiedades físicas, sus propiedades nucleares, su geometría y su pureza. Por ejemplo, para una concentración del 100% de  $^{235}\text{U}$  hacen falta 52 Kg de material, aumentando esta masa a medida que disminuye la concentración.

Aunque en cada fisión nuclear se producen entre 2 y 3 neutrones, no todos están disponibles para continuar con la reacción de fisión, algunos se pierden.

### 3.3 Espectro neutrónico

Llamamos espectro neutrónico al tipo de neutrones que un reactor utiliza para producir la fisión. Los neutrones pueden clasificarse en función de su energía cinética en neutrones térmicos, epitérmicos o rápidos.

Un neutrón térmico es un neutrón libre con una energía cinética baja (entre 0.025 y 0.4 eV). Estos son los neutrones con una mayor probabilidad de éxito en la producción de una fisión nuclear en  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  y  $^{233}\text{U}$ , ya que al tener una menor energía tienen más probabilidad de interacción con los núcleos.

Los neutrones rápidos son neutrones libres con una energía cinética aproximada de 1MeV. Se pueden convertir en neutrones térmicos mediante un proceso llamado



moderación. En este proceso, un moderador disminuye la energía cinética de los neutrones rápidos para convertirlos en térmicos mediante reacciones de dispersión elástica.

Por último, los neutrones epitérmicos son neutrones libres con una agitación ligeramente superior a la de los neutrones térmicos.

### 3.3.1 Reactores térmicos

Hasta ahora, todos los reactores comerciales en operación son reactores térmicos. Estos reactores usan un moderador para frenar (o termalizar) los neutrones producidos por fisión nuclear.

Es importante el concepto de sección eficaz, que mide la probabilidad de que un neutrón incidente sea absorbido por un núcleo y, en el caso de materiales fisibles, produzca una reacción de fisión. Dicha sección aumenta según disminuye la energía del neutrón.

La moderación incrementa sustancialmente la sección eficaz de núcleos como el  $^{235}\text{U}$  o el  $^{239}\text{U}$ . Además, el  $^{238}\text{U}$  también cuenta con una sección eficaz de captura para neutrones térmicos mucho menor, permitiendo que más neutrones puedan provocar la fisión de los núcleos fisibles y continuar la reacción en cadena, en lugar de ser capturados por núcleos de  $^{238}\text{U}$ . La combinación de estos efectos permite a los reactores de agua ligera utilizar uranio poco enriquecido. Los reactores de agua pesada y los reactores moderados por grafito pueden incluso usar uranio natural porque estos moderadores tienen secciones eficaces de captura de neutrones mucho más bajas que los de agua ligera.

### 3.3.2 Reactores rápidos

En los reactores rápidos, la reacción en cadena es sostenida por neutrones rápidos, de modo que se suprime el uso del moderador.

En la mayoría de los reactores térmicos, el refrigerante utilizado es el agua, que también hace las veces de moderador. Esto significa que el agua no es un refrigerante factible para reactores de neutrones rápidos, puesto que disminuye la energía cinética de los neutrones. Los refrigerantes usados en los reactores rápidos son principalmente metales líquidos, aunque, como se expone más adelante, también se han propuesto diseños en los que el reactor está refrigerado por sales fundidas, gas, e incluso agua en el caso del reactor de agua súper crítica (SCWR).



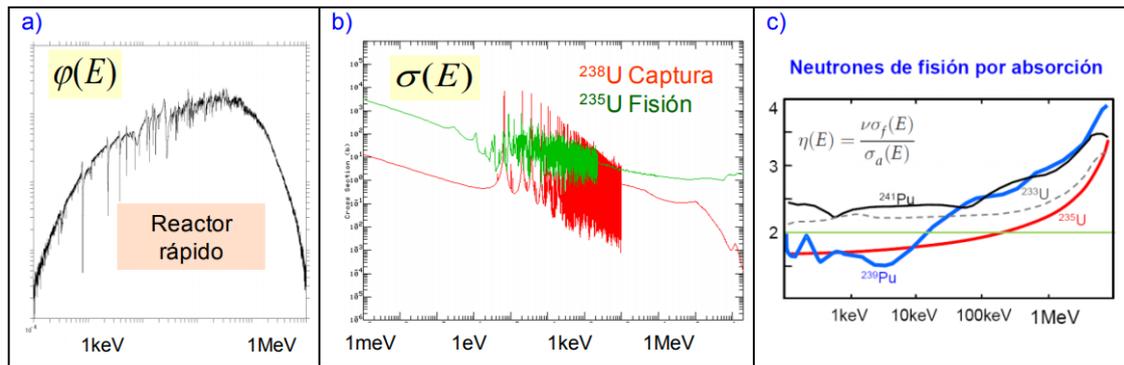


Figura 3. a) Espectro característico en el combustible de un reactor rápido, b) Secciones eficaces de  $^{238}\text{U}$  y  $^{235}\text{U}$  en función de la energía del neutrón, c) Número de neutrones de fisión por absorción para  $^{239,241}\text{Pu}$  y  $^{233,235}\text{U}$  (número de neutrones por fisión  $[\nu]$  por la relación entre la sección eficaz de fisión  $[\sigma_f(E)]$  y la de absorción  $[\sigma_a(E)]$  en función de la energía del neutrón absorbido  $[E]$ ). (Enrique González Romero, 2012)

Este tipo de reactores representan el futuro de la energía nuclear de fisión, ya que son medios limpios, seguros y rentables para satisfacer las crecientes demandas de energía de forma sostenible, a la vez que son resistentes al desvío de material para la proliferación de armas y resistentes a ataques terroristas.

Las secciones eficaces de todos los isótopos relevantes son menores en espectro rápido que a energías térmicas. Además, en un espectro rápido todos los actínidos fisionan en cierto grado, de modo que existe un menor efecto de los venenos neutrónicos y una menor producción de actínidos de alta masa. Todos estos aspectos facilitan la viabilidad del multi-reciclado del plutonio y el uranio y permiten incluir actínidos minoritarios además del plutonio en el combustible.

Por otra parte, el espectro rápido de neutrones mejora la economía neutrónica de forma que, en promedio, se generan más neutrones de fisión por cada absorción. Estos neutrones se pueden usar (según el diseño del reactor rápido) para la transmutación de actínidos, reduciendo y quemando residuos para controlar el inventario de Pu y Actínidos Minoritarios (AM.), o para producir combustible (Pu) a partir del  $^{238}\text{U}$ . Así, el espectro rápido permite usar todo el uranio extraído de la mina para producir energía, no solo el  $^{235}\text{U}$ . Esto significa mejorar en un factor 30-50 la energía por unidad de masa de U extraída de la mina, lo que a su vez minimiza los riesgos de la minería y proporciona mayor autonomía de suministro.

Aunque no todo son ventajas en los reactores rápidos. Debido a las bajas secciones eficaces de los isótopos relevantes, la masa crítica en un reactor rápido es mucho más alta que la de un reactor térmico. Esto significa que requieren enriquecimientos mucho más altos, mayores del 20% frente a los reactores térmicos, que utilizan combustible enriquecido hasta el 5%. Ya que el enriquecimiento es el paso más caro en el ciclo de combustible, los costes iniciales de un reactor rápido se incrementan significativamente.



Además, el diseño de los reactores rápidos es más demandante, ya que no existe ningún moderador cuyo comportamiento termal o mecánico pueda ajustar al reactor. La vida del neutrón es menor que en un reactor térmico, pues los neutrones se difunden sin desacelerarse. Los reactores rápidos no pueden estabilizarse de forma confiable mediante varillas de control, ya que son demasiado lentas.

Otra de las cuestiones que se están estudiando para optimizar el diseño de los reactores rápidos, propios de la Generación IV; es la alta corrosividad de los materiales usados como refrigerantes, especialmente el sodio. Se están investigando varias tecnologías con diversos refrigerantes que no presenten este problema.

### **Reactores reproductores rápidos**

De entre las seis propuestas de reactores de cuarta generación, encontramos que tres de ellos son reactores reproductores rápidos: El reactor rápido refrigerado por sodio (SFR), el reactor rápido refrigerado por plomo (LFR) y el reactor rápido refrigerado por gas (GFR).

Los reactores reproductores rápidos aprovechan mejor los actuales recursos de uranio natural (incluido el uranio empobrecido procedente de las plantas de enriquecimiento) y el plutonio producido en el combustible de los reactores térmicos. Producen más plutonio que el que consumen y son capaces de utilizar del 60 al 70% del uranio. Si se emplean los reactores rápidos con buenas propiedades de reproducción no solo se reduce considerablemente el consumo de uranio natural, sino que además se puede estructurar de modo más flexible el sistema de generación de electricidad, con objeto de minimizar los costos.

## **3.4 Ciclo de combustible**

El ciclo de combustible engloba los procesos y transformaciones que sufre el combustible nuclear, desde su extracción hasta el final de su vida útil.

Se pueden diferenciar dos tipos de ciclo de combustible: abierto y cerrado.



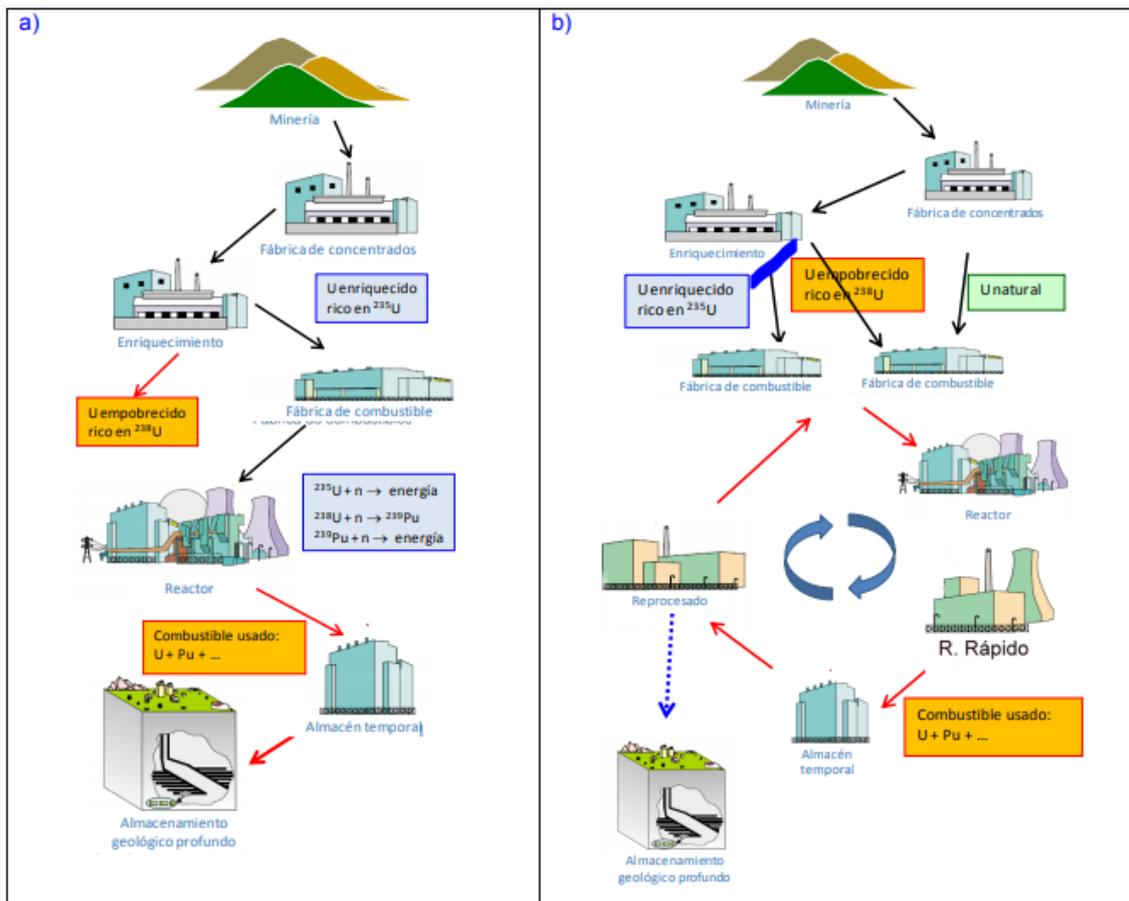


Figura 4. Ciclo de combustible nuclear: ciclo abierto actual (a) y ciclo cerrado (b). (Enrique González Romero, 2012)

### 3.4.1 Ciclo de combustible abierto

Este ciclo se denomina abierto porque el material nuclear pasa una única vez por el reactor nuclear.

En primer lugar, se extrae el uranio de la corteza terrestre mediante distintos procesos, que van desde la minería tradicional hasta métodos de explotación avanzados como la disolución del sustrato.

El uranio natural extraído se somete a una serie de procesos físicos y químicos hasta obtener lo que se conoce como torta amarilla (yellowcake), que tras someterse a un secado da lugar a un concentrado en forma de polvo con un 80% de  $\text{U}_3\text{O}_8$  equivalente.

Antes de proceder a su enriquecimiento, los concentrados de uranio se transforman en hexafluoruro de uranio ( $\text{UF}_6$ ). Es necesario que el uranio se encuentre en un estado de fácil gasificación para poder separar los isótopos de  $^{235}\text{U}$  de los de  $^{238}\text{U}$ .



Se aprovecha así la sutil diferencia de tamaños de estos isótopos de propiedades químicas idénticas (el isótopo  $^{238}\text{U}$  es ligeramente mayor que el  $^{235}\text{U}$ ) para separar unos de otros. Este proceso toma el nombre de primera conversión.

Después del enriquecimiento se convierte el  $\text{UF}_6$  enriquecido en uranio en  $\text{UO}_2$ , que es la forma en la que se usa en el reactor. Este proceso da como resultado dos productos. Por una parte se obtiene uranio enriquecido (aproximadamente 4% de  $^{235}\text{U}$ ), que será el denominado combustible nuclear, y uranio empobrecido (100%  $^{238}\text{U}$ ), que gracias a sus excelentes características de dureza y resistencia se usará en aplicaciones de alta exigencia en cuanto a la resistencia, tales como la fabricación de quillas de barcos o blindajes.

Como se ha dicho antes, el uranio enriquecido se conforma para su utilización en los reactores nucleares.

Cuando el combustible llega al final de su vida útil en el reactor las barras de combustible se extraen y se almacenan temporalmente en las piscinas de residuos que todas las centrales nucleares poseen durante 10 o 15 años (siendo 5 años el tiempo mínimo de permanencia de los residuos en estas piscinas). En esta fase del ciclo, los elementos de combustible usados son residuos radioactivos de alta actividad.

Transcurrido el periodo de almacenamiento en las piscinas de residuos, los residuos son trasladados a almacenes temporales, que bien pueden ser Almacenes Temporales Individualizados (ATI) o Almacenes Temporales Centralizados (ATC).

Los ATI se basan en la utilización de contenedores para almacenar los elementos de combustible en seco, en una atmósfera inerte de helio. Estos contenedores mantienen la subcriticidad del combustible, confinan el material radioactivo, evacúan el calor residual y protegen a las personas y al medio ambiente. Todo esto lo consiguen de forma pasiva, es decir, sin necesidad de alimentación eléctrica.

El ATC es un sistema de almacenamiento diseñado para albergar el combustible gastado y los residuos de alta actividad de todas o varias de las centrales nucleares de un mismo país por un periodo de tiempo determinado. Los ATC se sitúan en superficie o relativamente a pocos metros de profundidad. La principal diferencia con los ATI es, precisamente, la centralización del almacenamiento de los residuos de varias centrales

Pasado el tiempo de almacenamiento temporal, se propone que los residuos sean trasladados a un almacén definitivo para su enfriamiento a largo plazo por un periodo de 20000-100000 años. Este sería el Almacenamiento Geológico Profundo (AGP).



### 3.4.2 *Ciclo de combustible cerrado*

En el ciclo cerrado el combustible se reprocesa tantas veces como sea necesario, minimizando la cantidad de residuos de alta actividad generados.

Las barras de combustible usadas presentan alrededor de un 1% de  $^{235}\text{U}$  no fisionado y la misma cantidad de isótopos de plutonio, que aparece debido a la absorción neutrónica por parte del  $^{238}\text{U}$ , además de un 3% de actínidos altamente radiactivos producidos por la fisión.

Reciclar estos residuos de alta actividad permite reducir su cantidad y a la vez producir más energía. Esta opción se pospuso en el tiempo debido a que el reprocesado de los residuos radioactivos es un proceso caro, más que el uso uranio enriquecido. Además, despertaba el miedo a la proliferación de usos no pacíficos del material radioactivo, aunque la experiencia comercial durante más de años ha demostrado que, con la supervisión de organismos internacionales, este riesgo puede ser controlado.

En la actualidad, las plantas de reprocesado estándar en operación comercial en Francia y otros países utilizan el proceso PUREX (Plutonium and Uranium Recovery by Extraction). Este proceso consiste en la separación líquido-líquido entre una disolución acuosa del combustible en ácido nítrico a una concentración aproximada de 7M y una solución orgánica en TBP (tributil fosfato), que es un hidrocarburo similar al keroseno. Se aprovecha la diferente afinidad del TBP con el U y el Pu para separarlos en la fase orgánica, primero del resto de elementos del combustible irradiado, y después entre sí. Con el proceso PUREX se obtienen tres corrientes separadas a partir del combustible usado: la primera con el uranio irradiado, la segunda con el plutonio y la tercera con los fragmentos de fisión y los actínidos minoritarios juntos.



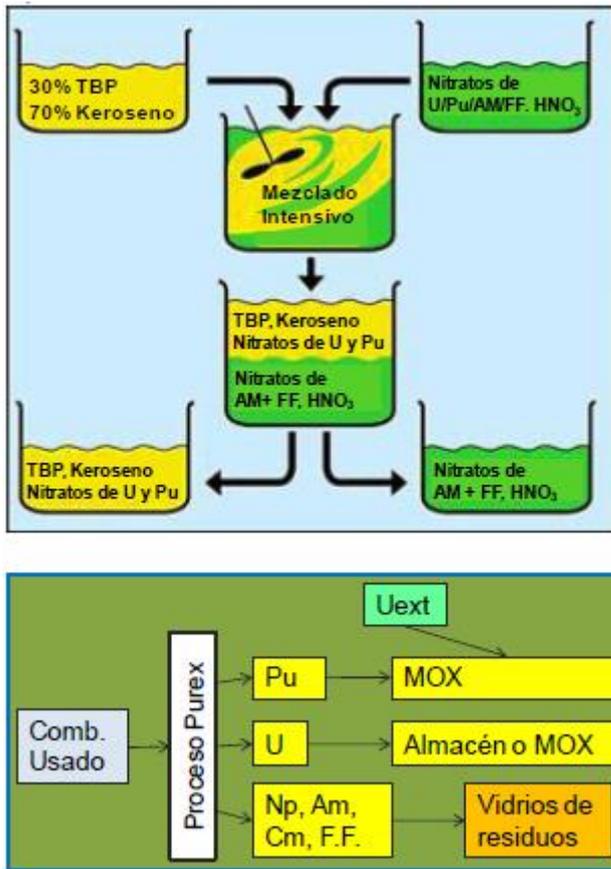


Figura 5. Proceso PUREX (Enrique González Romero, 2012)

El uranio y el plutonio obtenidos se envían a la fábrica de combustible. El material reutilizado puede llegar a contener más de un 4% de  $^{235}\text{U}$ . El  $^{238}\text{U}$  restante se mezclará con plutonio en una proporción del 8% aproximadamente para fabricar combustible MOX.

Los elementos volátiles y actínidos se vitrifican y son llevados al almacenamiento geológico profundo.

Recientemente, se están desarrollando nuevos conceptos de sistemas de reprocesado con variantes del PUREX, como el DIAMEX, SANEX para separar también los actínidos minoritarios, para reducir los riesgos de proliferación realizando extracción agrupada de actínidos, como en GANEX, o para la coextracción de varios actínidos simultáneamente. Además, para combustibles especialmente radiactivos o calientes (térmicamente) que aparecerán en reciclados múltiples de Pu y actínidos minoritarios (AM), se han diseñado nuevas técnicas piro-metalúrgicas que permiten su reprocesado y separación en sus principales componentes químicos, típicamente en baños de sales fundidas.

### Ciclo cerrado avanzados



Con la introducción de los reactores rápidos como los propuestos en la Generación IV en el ciclo cerrado de combustible se lograría un ciclo cerrado y completo de combustible nuclear con un alto índice de sostenibilidad.

En este concepto del ciclo nuclear solo se necesita aportar, como recurso externo, el abundante U natural o los restos de U empobrecido del enriquecimiento. El sistema aprovecha todo el  $^{238}\text{U}$  convirtiéndolo en  $^{239}\text{Pu}$  que finalmente da lugar a las fisiones para producir energía y electricidad.

Con este ciclo del combustible se consigue mejorar notablemente la autonomía energética pues únicamente es necesario disponer de U natural o empobrecido, que es muy barato, se elimina la necesidad del enriquecimiento y la cantidad de U necesaria para operar los reactores durante años es modesta. Adicionalmente, en este ciclo los únicos residuos enviados al almacenamiento final son los fragmentos de fisión más las pérdidas en los procesos de reprocesado y fabricación. Esto significa reducir los residuos radiactivos en más de un factor 1000 en masa y lo que es más importante reducir la cantidad de los residuos de alta actividad y vida larga, que son los que hay que proteger en el AGP, en un factor superior a 100 respecto al ciclo abierto. Estas reducciones en los residuos podrían permitir reducir significativamente el número, tamaño y complejidad de los AGP necesarios.

El plutonio y el uranio empobrecido que se utilizan en este ciclo se obtienen de la explotación actual de los reactores térmicos.

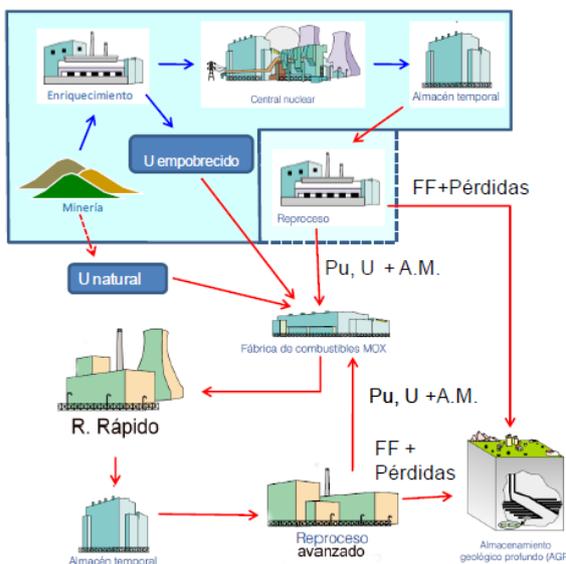


Figura 6. Ciclo cerrado completo, basado en un reactor rápido integral de Generación IV

Cuando el uranio enriquecido es barato, se produce electricidad en reactores térmicos y se acumula uranio empobrecido y combustibles usados. Posteriormente,



el plutonio presente en los combustibles usados en dichos reactores, junto con el uranio empobrecido obtenido en los procesos de enriquecimiento, se utilizan para arrancar y alimentar reactores rápidos. Estos reactores son capaces de aprovechar el plutonio y los actínidos Minoritarios (AM) de la etapa térmica además de autoabastecerse de plutonio de forma sostenible, eliminando así sus propios residuos.

En los diseños actualmente en desarrollo e investigación de reactores rápidos de Generación IV, el contenido en AM está limitado a un porcentaje menor del <5% por consideraciones de seguridad. Además, el reciclado de AM en los reactores rápidos podría complicar y encarecer su operación. Por estos motivos se ha diseñado un nuevo sistema nuclear que operando en modo subcrítico dispone de la suficiente flexibilidad para aceptar combustibles con cualquier contenido en actínidos minoritarios, plutonio y uranio de forma segura. Estos dispositivos son conocidos por su acrónimo inglés ADS (*Accelerator Driven subcritical Systems*). Teniendo en cuenta a los ADS, se ha planteado una alternativa para el ciclo cerrado completo en la que los reactores rápidos críticos reciclan únicamente el uranio y parte del plutonio, mientras que el resto del plutonio y la totalidad de los actínidos minoritarios se cargan y multi-reciclan en el combustible de un parque de ADS. El balance final es el mismo que el ciclo cerrado completo original, consumiéndose aproximadamente la misma cantidad de uranio natural de las minas y produciéndose aproximadamente la misma cantidad reducida de residuos radiactivos de vida larga.

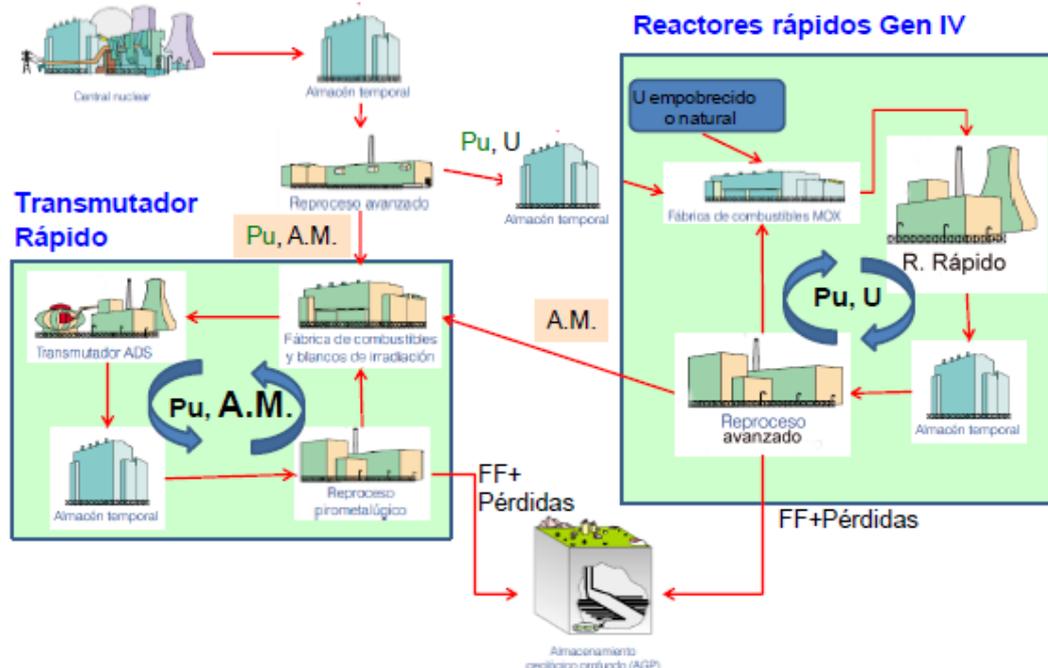


Figura 7. Ciclo cerrado completo con transmutación separada, basado en reactores rápidos de Generación IV y ADS.



## 3.5 Combustible

### 3.5.1 Combustibles tradicionales

#### a) Dióxido de uranio ( $UO_2$ )

Este combustible es el que utilizan los reactores BWR y PWR y sus evoluciones de Generación III y III+.

Una vez obtenido el  $UO_2$  tras el proceso de enriquecimiento, éste se transforma en pequeñas partículas o pellets cilíndricos de 10 gramos de peso aproximadamente, dependiendo del reactor en el que vayan a ser utilizados. Esta transformación se lleva a cabo mediante procesos cerámicos y mecánicos de alta precisión, y cumpliendo un exhaustivo control de calidad.

Cuando se han conformado los pellets, estos son revisados uno a uno. Después se insertan en tubos de Zircaloy de diferentes longitudes (también en función del diseño del núcleo del reactor), en cuyos extremos se colocan unos muelles de precisión que evitan el movimiento de pastillas. El tubo que contiene las pastillas de combustible se rellena con helio, un gas inerte, para evitar la corrosión y la expansión de venenos gaseosos.

Los denominados elementos de combustible están formados por una agrupación de estas barras. El número de barras vendrá determinado, una vez más, por el diseño del reactor.



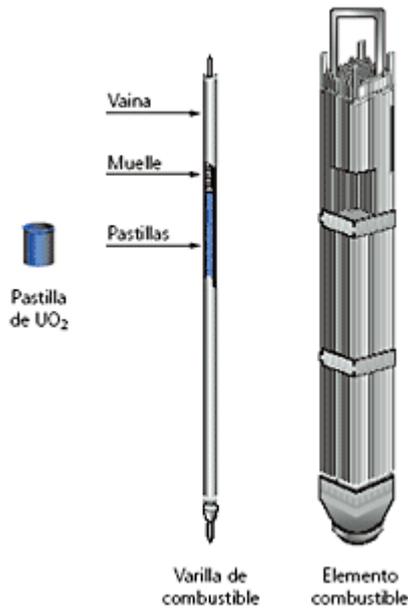


Figura 8. Composición de un elemento de combustible. (nuclenorg.org)

## b) MOX

MOX (Mixed Oxide) es el combustible obtenido como consecuencia de la mezcla de óxido de plutonio y óxido de uranio. Contiene entre un 5 y un 7% de óxido de plutonio mezclado con óxido de uranio empobrecido. Está formado por pastillas introducidas en varillas que forman los elementos combustibles, cuya geometría es la misma que la de los elementos combustibles de uranio. Para optimizar su comportamiento, el contenido en plutonio de cada varilla difiere según su posición en el elemento.

El combustible MOX se comporta de una forma similar a la del uranio de bajo enriquecimiento para el que se diseñaron la mayoría de los reactores de agua ligera (LWR).

Cuando se producen las recargas de combustible, la mayoría del  $^{239}\text{Pu}$  se consume en el reactor, ya que se comporta como el  $^{235}\text{U}$  y sus fisiones liberan una cantidad equivalente de energía.

Para utilizar el combustible MOX en un reactor nuclear es necesario utilizar más barras de control y solo se cambia a MOX la tercera parte de la mitad del combustible recargado.

Este es el combustible que utilizan las centrales de tipo CANDU.



### 3.5.2 Combustibles propuestos para los reactores de Gen-IV

Los combustibles empleados en reactores nucleares de cuarta generación varían en función del tipo de tecnología de aplicación. Se introducen, mayoritariamente, combustibles fértiles y fisionables en reactores rápidos.

#### a) TRISO

El combustible TRISO es el que se utiliza en los reactores MSR y VHTR funcionando como reactor térmico (Estas tecnologías se describen más en profundidad en los apartados 4.3 y 4.6 respectivamente).

El dióxido de uranio puede empaquetarse en forma de esfera, con núcleo de  $\text{UO}_2$  y recubierta por varias capas de carbón pirolítico y dióxido de silicio. Hablamos en este caso del combustible TRISO (combustible tri-isotrópico).

La parte más interna de la partícula es un núcleo de combustible poco enriquecido, generalmente de  $\text{UO}_2$ . El núcleo está recubierto por una capa tampón de carbono poroso y luego por las sucesivas capas TRISO, incluida la capa interna de carbono pirolítico de alta densidad (IPyC), la capa de carburo de silicio (SiC) y la capa externa de carbono pirolítico de alta densidad (OPyC).

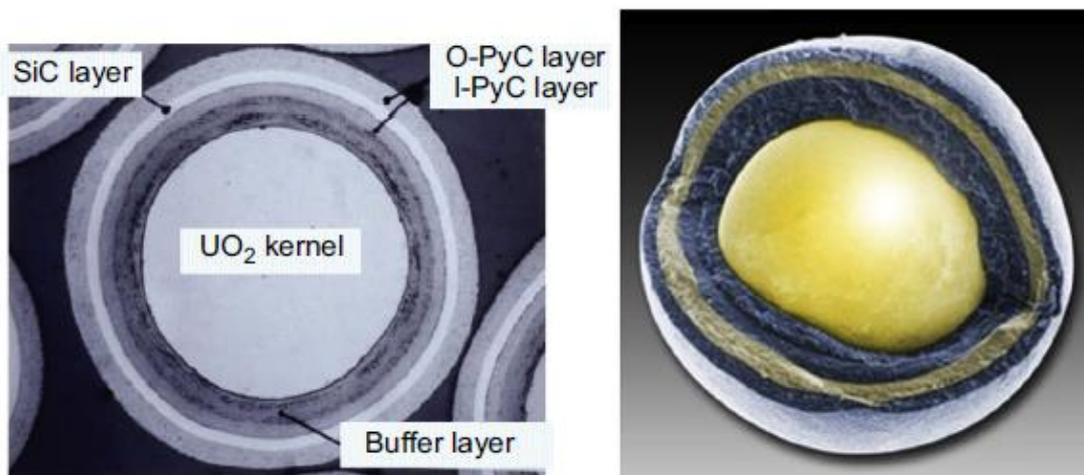


Figura 9. Partícula de combustible TRISO fragmentada para mostrar las diferentes capas.

La capa amortiguadora actúa como contenedor para los gases del producto de fisión y el gas  $\text{CO}$  resultante de la combustión del combustible. La capa de IPyC protege el grano durante el recubrimiento de fabricación de la capa externa de SiC y también proporciona una barrera de gas para el amortiguador interno. La capa de SiC, siendo la más dura de las capas estructurales, actúa como un recipiente de presión para los gases generados en el núcleo y una barrera material para los productos de fisión metálicos. El OPyC proporciona un cojín protector para la capa de SiC durante la unión y el prensado de las partículas en la piedra cilíndrica compacta o esférica.



## b) Uranio 238

El  $^{238}\text{U}$  es el isótopo más abundante del uranio en la naturaleza. A diferencia del isótopo  $^{235}\text{U}$  no es fisionable, lo que significa que no puede mantener una reacción en cadena en un reactor térmico debido a su reducida sección eficaz. Sin embargo, el  $^{238}\text{U}$  es fisionable por reactores rápidos y es fértil, o lo que es lo mismo, puede transmutar en  $^{239}\text{Pu}$  fisionable.

El  $^{238}\text{U}$  se usa como combustible en reactores reproductores, por lo tanto, es el combustible propuesto para las tecnologías SFR, LFR y GFR de Generación IV, combinado con combustible MOX. Se encuentra en el núcleo y en la zona fértil alrededor del mismo. El núcleo está constituido por una mezcla de óxido de plutonio y de óxido de uranio. La fisión tiene lugar sobre todo en el núcleo del reactor, mientras que la conversión del  $^{238}\text{U}$  en  $^{239}\text{U}$ , por captura de los neutrones en exceso, se realiza en ambas partes del reactor. Los conjuntos de elementos combustibles de la zona fértil están formados por barras de un material de composición uniforme. Los del núcleo lo están por barras cuya central es de material fisionable, mientras que los extremos son de material fértil. Por tanto, todo el núcleo del reactor está rodeado por zonas fértiles. Una vez extraídos del reactor los conjuntos de elementos combustibles gastados del núcleo y los conjuntos de la zona fértil, el plutonio se separa de los mismos durante las operaciones de reelaboración y se utiliza para fabricar elementos de combustible destinados a reactores reproductores rápidos o a centrales nucleares de otro tipo.

## c) Torio

Igual que el uranio natural ( $^{238}\text{U}$ ), el torio puede servir como combustible en reactores reproductores rápidos.

Resulta atractivo como combustible nuclear ya que la reserva mundial de torio es más abundante que la de uranio. Aunque no es fisionable, el torio-232 es fértil puesto que al absorber un neutrón térmico deriva en proactinio-233, que rápidamente se desintegra en uranio-233, el cual es un isótopo fisible que puede sostener una reacción en cadena

## d) Tetrafluoruro de uranio ( $\text{UF}_4$ )

El tetrafluoruro de uranio es un compuesto sólido cristalino verde de uranio con una presión de vapor insignificante y una solubilidad muy leve en agua. Es conocido como sal verde.

El  $\text{UF}_4$  se forma por la reacción del  $\text{UF}_6$  con hidrógeno gaseoso en un reactor tipo tubo vertical o por la acción del fluoruro de hidrógeno (HF) sobre el  $\text{UO}_2$ . Un diseño de reactor de sal fundida, un tipo de reactor nuclear donde el fluido de trabajo es



una sal fundida, utilizaría  $UF_4$  como material del núcleo. El  $UF_4$  se elige generalmente sobre otras sales debido a la utilidad de los elementos sin separación de isótopos, una mejor economía de neutrones y eficiencia moderadora, menor presión de vapor y mejor estabilidad química.

El reprocesado de combustible nuclear comercial para la fabricación de MOX se lleva a cabo en Reino Unido y Francia, y en menor medida en Rusia, India y Japón. Más de 30 reactores térmicos en Europa utilizan MOX y otros 20 se han licenciado para poder hacerlo. La mayoría de los reactores lo utilizan en una tercera parte del núcleo, pero algunos llegarán a usarlo en un 50%.

Para fabricar el combustible MOX, primero se separa en el combustible usado el plutonio del uranio restante y los productos de fisión. El plutonio, en forma de óxido, se mezcla con uranio empobrecido procedente de una planta de enriquecimiento de uranio. El combustible MOX constituido por un 7% de plutonio mezclado con uranio empobrecido es equivalente



.



## 4 TECNOLOGÍAS DE LA IV GENERACIÓN

### 4.1 GFR (Gas-cooled Fast Reactor)

#### 4.1.1 Introducción

El sistema GFR es un reactor de espectro rápido refrigerado por helio de alta temperatura con un ciclo de combustible cerrado. Combina las ventajas de los sistemas de espectro rápido para la sostenibilidad a largo plazo de los recursos de uranio y la minimización de desechos (a través del reprocesado múltiple de combustible y la fisión de actínidos de larga duración), con los de los sistemas de alta temperatura (alta eficiencia del ciclo térmico y uso industrial del calor generado). Los reactores GFR usan un ciclo directo con turbina de helio para la producción de electricidad y pueden usar el calor de proceso para la producción termoquímica de hidrógeno.

Las ventajas del refrigerante gaseoso son que es químicamente inerte (lo que permite el funcionamiento a alta temperatura sin corrosión y radio-toxicidad del refrigerante) y monofásico (que elimina la ebullición), y tiene una moderación de neutrones baja (el coeficiente de reactividad en vacío es pequeño).



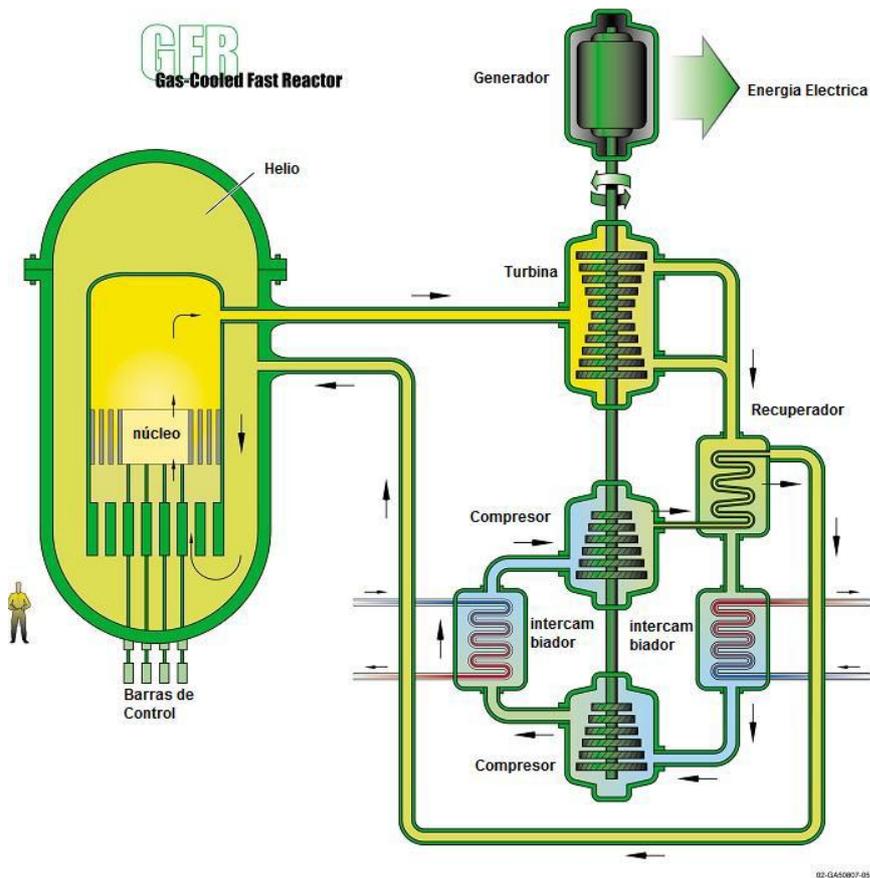


Figura 10. Propuesta del diseño de reactor GFR. (GIF, 2002)

Sin embargo, existen algunos desafíos tecnológicos asociados con el uso de refrigerante gaseoso sin el grafito. Su baja inercia térmica conduce a un calentamiento rápido del núcleo después de la pérdida de enfriamiento forzado. Además, la densidad del refrigerante de gas es demasiado baja para lograr suficiente convección natural para enfriar el núcleo. Por último, se deberán considerar adicionalmente los efectos de la dosis rápida de neutrones en el recipiente a presión del reactor en ausencia de moderación del núcleo.

#### 4.1.2 Diseño del reactor

El diseño de referencia para GFR se basa actualmente en alrededor de 2 400 MW<sub>th</sub>, ya que el reactor de 600 MW<sub>th</sub> presentado en la hoja de ruta original no pudo cumplir con el requisito de mejora de equilibrio. Los 600 MW<sub>th</sub> todavía se consideran una opción para un pequeño reactor modular (SMR) refrigerado por gas que no necesita ser un generador de equilibrio.

El concepto de referencia ha variado mucho a lo largo de los estudios de este tipo de reactores, debido principalmente a los problemas que presentan. El modelo general que presentó la GIF en 2002, que se muestra en la figura 10, contaba con un único



circuito cerrado. Esta propuesta quedó relegada en 2014 por problemas que aún quedan por resolver con respecto a la pérdida de flujo del refrigerante.

Una de las soluciones fue crear tres circuitos de helio en serie: el circuito primario es el propio núcleo del reactor, que calienta un circuito o ciclo secundario de He-N<sub>2</sub> que a su vez transfiere el calor a un tercer circuito de agua que proporcionara el movimiento a las turbinas. Los tres circuitos son cerrados, y una vez han transferido su calor pasarán a un recuperador que los devolverá de nuevo a ser calentados de manera que ninguno de los tres circuitos pierde flujo.

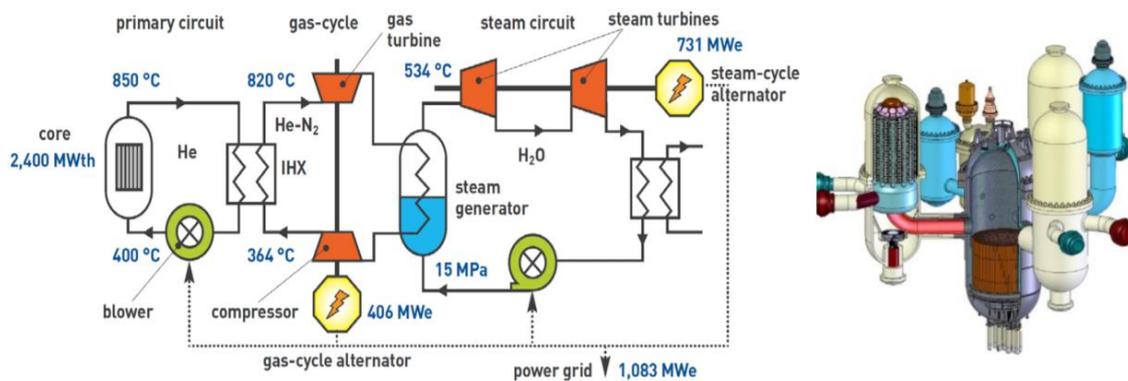


Figura 11. Esquema de los tres circuitos propuestos para GFR.

## El proyecto ALLEGRO

Un reactor experimental es un paso esencial para establecer la confianza en la innovadora tecnología GFR. El reactor experimental propuesto, ALLEGRO, sería el primer GFR que se construya. Los objetivos de ALLEGRO son demostrar la viabilidad y calificar las tecnologías específicas de GFR como el combustible, los elementos de combustible y los sistemas de seguridad específicos, en particular, la función DHR, así como demostrar que estas características se pueden integrar con éxito en un sistema representativo. Sin embargo, su función no es producir electricidad, por lo que este diseño no cuenta con una turbina que convierta la energía térmica en energía eléctrica.

EL reactor ALLEGRO tendrá 75 MW de potencia térmica, 530/850 °C temperatura de salida del refrigerante (He) del núcleo a 7 MPa, dos lazos primarios y refrigeración por agua en el lado secundario. El circuito primario está encerrado en un recipiente de protección (contención cerrada), un límite de presión que mantiene suficiente contrapresión en el sistema en caso de un LOCA, o lo que es lo mismo, una pérdida accidental de refrigerante (Loss Of Coolant Accident).



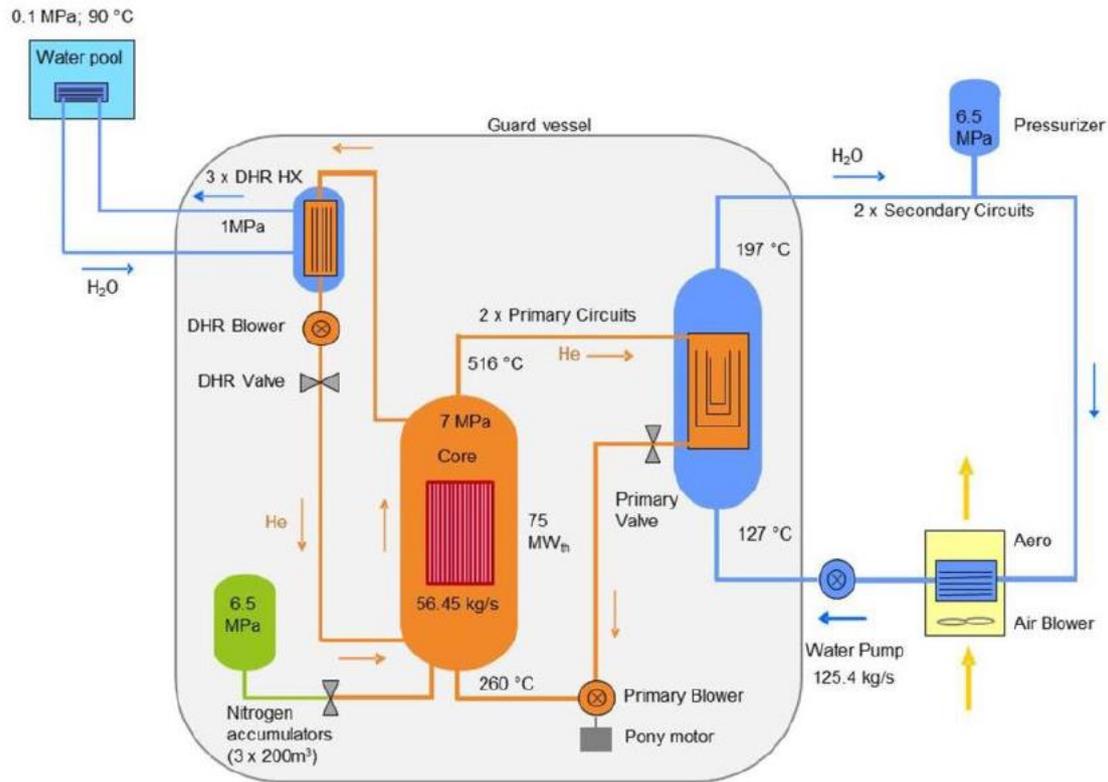


Figura 12. Vista esquemática del reactor ALLEGRO.

### 4.1.3 Combustible

El combustible en estudio para los reactores GFR es  $^{238}\text{U}$  combinado con MOX. Las pastillas de este combustible se insertan en un alfiler cerámico que consta de una capa finísima interior de carburo de silicio (SiC), una malla metálica intermedia, y una nueva capa exterior de SiC.

Éstos, a su vez, se ensamblan en una estructura plana en forma de panel, realizada completamente en carburo de SiC ya que se ha demostrado que este material favorece un alto contenido de actínicos en el núcleo y que su buena conductividad térmica reduce las temperaturas del combustible al nivel requerido.

Estas placas planas en forma de panel se insertan en elementos de combustible hexagonales.



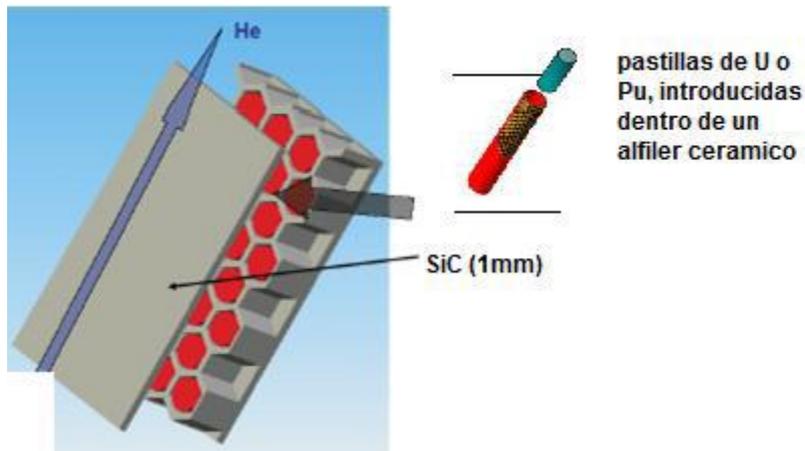


Figura 13. Placa de combustible para GFR.

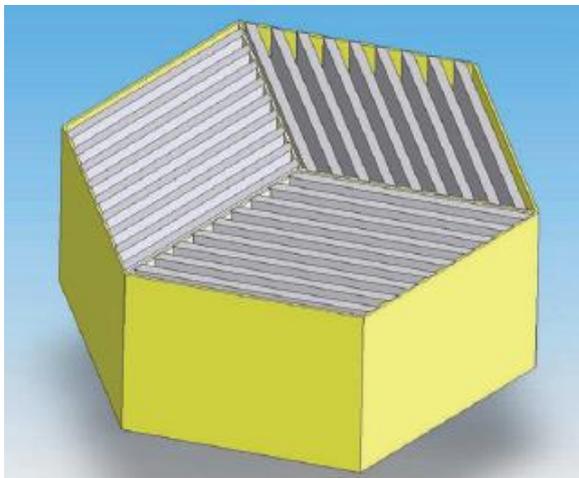


Figura 14. Elemento de combustible para GFR.

#### 4.1.4 Seguridad

La eliminación del calor de descomposición en condiciones de accidente es uno de los desafíos cruciales en el diseño de un reactor GFR debido a la baja inercia térmica del sistema del reactor y la densidad de potencia volumétrica relativamente alta.

Se requiere un enfoque de seguridad que se base en las propiedades intrínsecas del núcleo complementadas con dispositivos y sistemas de seguridad adicionales según sea necesario, pero que minimice la necesidad de sistemas activos. Una vez que los estudios en profundidad hayan definido el caso de seguridad, los sistemas de seguridad se demostrarán experimentalmente. Se realizarán pruebas de combustible transitorias, tanto de desarrollo como de confirmación. Al mismo tiempo, se requiere el desarrollo de modelos y códigos para proporcionar la base para el caso de seguridad final. Se preparará un experimento de seguridad integrado,



simulando el caso de seguridad del GFR. Se espera que los experimentos de seguridad requieran un circuito de helio integral del orden de 20 MWth.

## 4.2 LFR (Lead-cooled Fast Reactor)

### 4.2.1 Introducción

Los reactores rápidos refrigerados por plomo (LFR) son reactores de espectro rápido refrigerados por plomo fundido (o aleaciones a base de plomo) que funcionan a alta temperatura y a una presión cercana a la atmosférica, condiciones habilitadas debido al punto de ebullición muy alto del refrigerante (hasta 1743 °C) y su baja presión de vapor. El núcleo del reactor LFR se caracteriza por un espectro de neutrones rápido, debido a las propiedades de dispersión del plomo que permiten el mantenimiento de una alta energía de neutrones y una absorción parásita relativamente baja de neutrones.



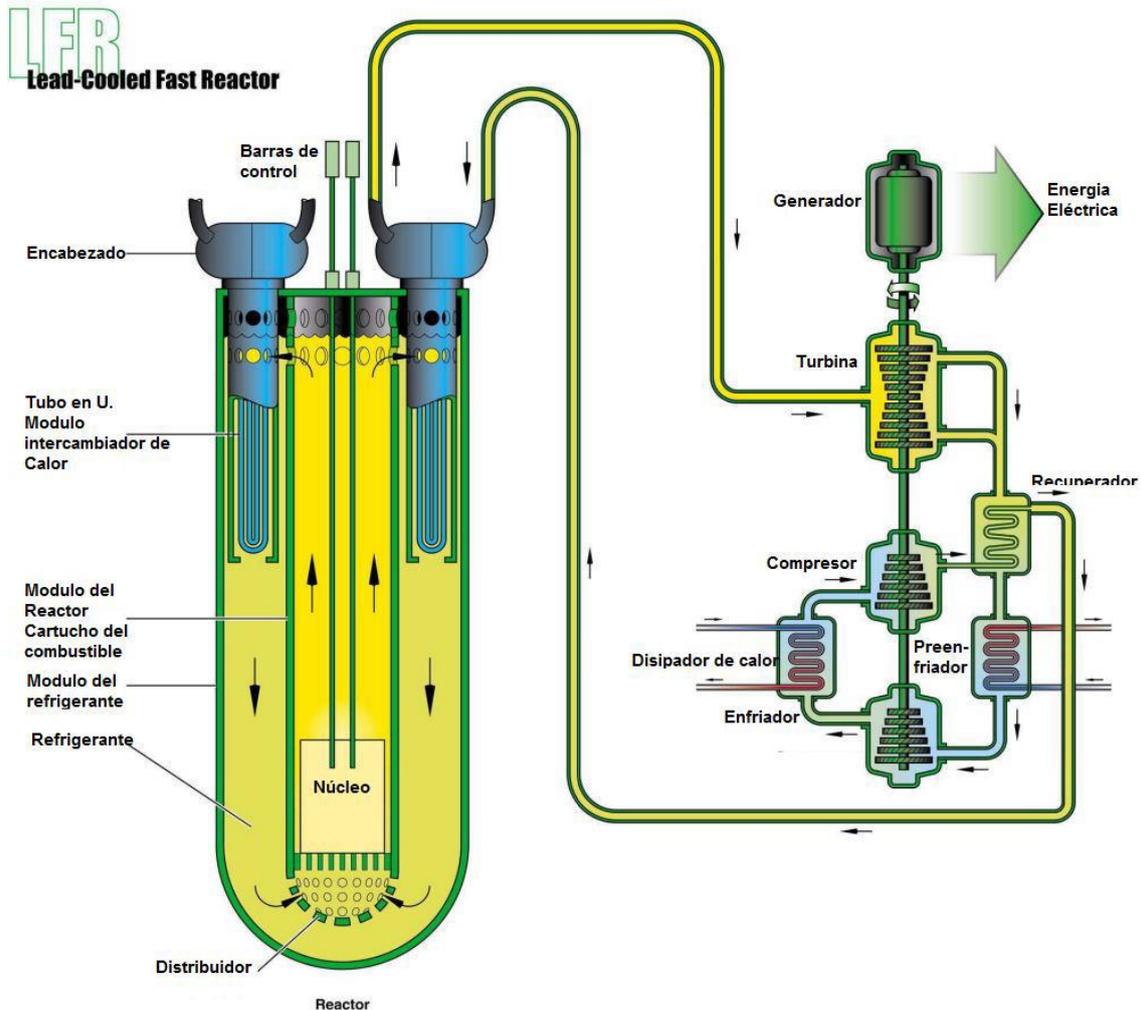


Figura 15. Propuesta de diseño LFR.

El plomo puro y la aleación eutéctica de LBE (que consiste en 44.5% de plomo y 55.5% de bismuto) son los refrigerantes potenciales principales para los sistemas LFR. La propiedad compartida de que tanto el LBE como el plomo son esencialmente inertes en términos de interacción con el aire o el agua es la notable ventaja que tienen los LFR en comparación con el otro reactor principal refrigerado por metal líquido, el reactor rápido refrigerado por sodio (SFR, apartado 4.4). Esta propiedad básica tiene implicaciones significativas para la simplificación del diseño, el desempeño de seguridad y el desempeño económico asociado de tales sistemas en comparación con los SFR y otros sistemas de Generación IV.

Otras propiedades atractivas de los refrigerantes de plomo que ayudan en la simplificación del diseño de los reactores son:



- El alto punto de ebullición del plomo, que permite el funcionamiento del reactor a una presión cercana a la atmosférica y elimina el riesgo de vaciado del núcleo debido a la ebullición del refrigerante.
- El alto calor latente y la alta capacidad térmica del plomo, que proporcionan una inercia térmica significativa en caso de pérdida del disipador de calor.
- El plomo protege la radiación gamma y retiene el yodo, el cesio y otros productos de fisión (FP) a temperaturas de hasta 600 °C, reduciendo así el término fuente en caso de liberación de FP del combustible.
- La moderación baja de neutrones del plomo, que permite una mayor separación entre los pasadores de combustible, lo que conduce a una baja pérdida de presión en el núcleo y un menor riesgo de bloqueo del flujo.
- La ruta de flujo de refrigerante simple y la baja pérdida de presión del núcleo, así como las propiedades termodinámicas del plomo, que permiten un alto nivel de enfriamiento de circulación natural en el sistema primario para la eliminación del calor residual.

#### 4.2.2 *Diseño del reactor*

Actualmente, los sistemas de referencia para la tecnología LFR son:

- ELFR (Reactor rápido refrigerado por plomo europeo), como referencia un LFR de gran tamaño,
- BREST-OD-300, que es un LFR de tamaño medio, y
- SSTAR, que es el pequeño LFR de referencia.

##### **a) ELFR (Reactor Rápido Refrigerado por Plomo Europeo)**

En este tipo de reactor, el sistema primario general está contenido dentro de un recipiente reactor de acero inoxidable y tiene la forma de un recipiente cilíndrico con una cabeza de fondo inclinado. Un recipiente de seguridad, anclado a la fosa del reactor, recoge y contiene plomo en caso de fuga del recipiente del reactor. El recipiente del reactor es una estructura de capa delgada, cuyo diseño se rige en gran medida por las cargas sísmicas y aquellas potencialmente asociadas con el chapoteo de plomo.



Dentro del recipiente hay ocho conjuntos de SG-PP (Generador de vapor – Bombas primarias) extraíbles, dispuestos simétricamente alrededor del núcleo cerca de la pared del recipiente del reactor.

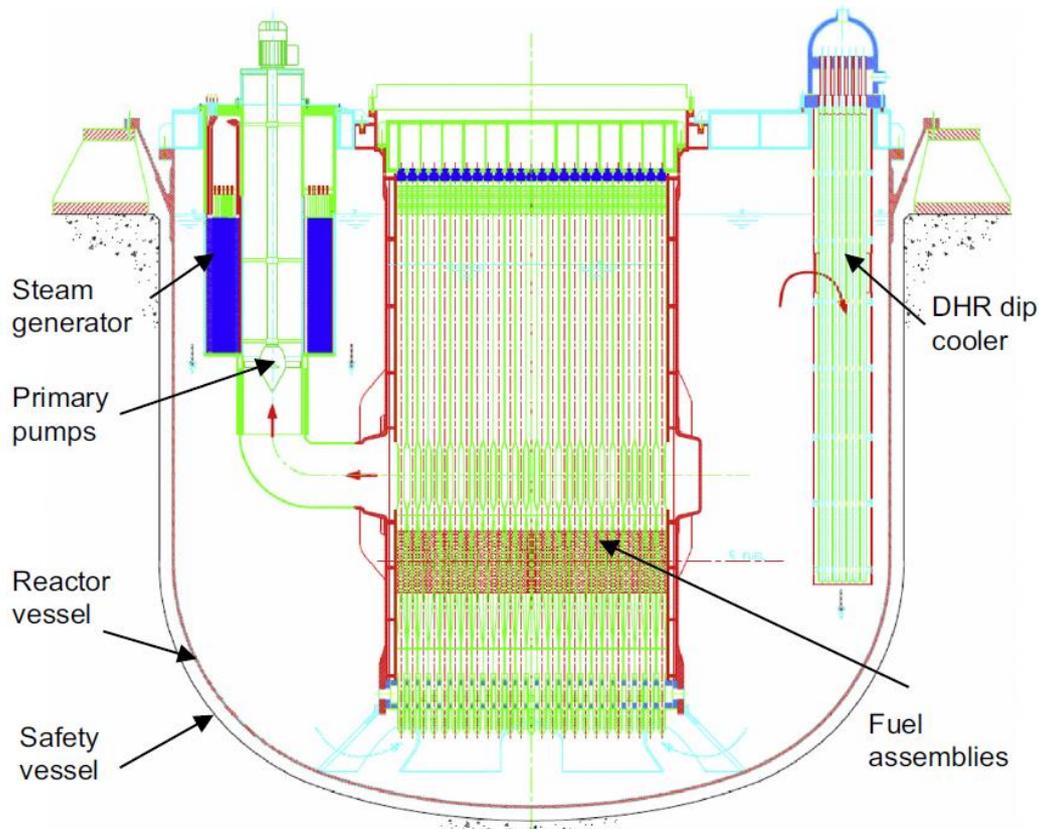


Figura 16. Configuración del sistema primario de un LFR. (Dr. Alessandro Alemberti, Ansaldo Nucleare)

Bajo operación normal, en estado estable, el nivel libre de plomo dentro de la carcasa interna del generador de vapor es más alto que el nivel libre en el colector frío (fuera del generador de vapor), que es más alto que el nivel libre en el recipiente interno. Los tres niveles de equilibrio son el resultado de la altura total proporcionada por las bombas primarias, la diferente densidad de plomo en las patas del circuito primario y la fricción en el circuito. Así, la circulación de plomo es impulsada tanto por la altura total provista por las bombas primarias como por el tiro natural. El plomo ingresa al núcleo a 400 °C, donde se calienta hasta un promedio de 480 °C. En la salida del núcleo, fluye hacia afuera entrando en el puerto de succión de las ocho bombas primarias y luego hacia arriba en el espacio anular entre el eje de la bomba y la carcasa interna del generador de vapor. Luego fluye a través de la carcasa interna perforada y el haz de tubos del generador de vapor, donde el plomo se enfría a 400 °C y finalmente baja a la entrada del núcleo, cerrando así el circuito.

Dentro del recipiente del reactor, el colector frío está ubicado en el espacio anular entre el recipiente del reactor y el recipiente cilíndrico interno.



Se proporcionan dos sistemas de eliminación del calor de descomposición (DHR- Decay Heat Removal) diferentes e independientes (separados físicamente) para el ELFR. Cada sistema DHR incluye:

1. DHR1: cuatro sistemas de condensadores de aislamiento (IC- Isolation Condenser) conectados a cuatro generadores de vapor.
2. DHR2: cuatro circuitos integrados conectados a cuatro enfriadores de inmersión (DC – Dip Cooler).

#### **b) El reactor BREST-OD-300**

El reactor BREST-OD-300 (y su diseño de sistema más grande, el BREST-1200) es un sistema desarrollado por la organización rusa NIKIET en asociación con varias otras organizaciones con el objetivo de realizar un concepto de LFR "naturalmente seguro".

Sus objetivos incluyen la eliminación de accidentes graves, incluidos los relacionados con excursiones de energía, pérdida de enfriamiento, pérdida de energía externa y de respaldo, o múltiples amenazas de causa común. Presenta la capacidad de ser autosuficiente en un modo de operación de equilibrio y es único en su provisión para una capacidad completa de piroprocesamiento de combustible ubicada junto al reactor.

El BREST-OD-300 es un reactor de diseño tipo piscina. Incorpora, dentro de la piscina, el núcleo del reactor con reflectores y barras de control, el circuito de circulación de refrigerante de plomo con generador de vapor y bombas, equipos para la recarga y gestión de combustible, y sistemas de seguridad y auxiliares. Estos sistemas de reactores y elementos de equipo se incluyen en una bóveda de hormigón con revestimiento de acero y aislamiento térmico.



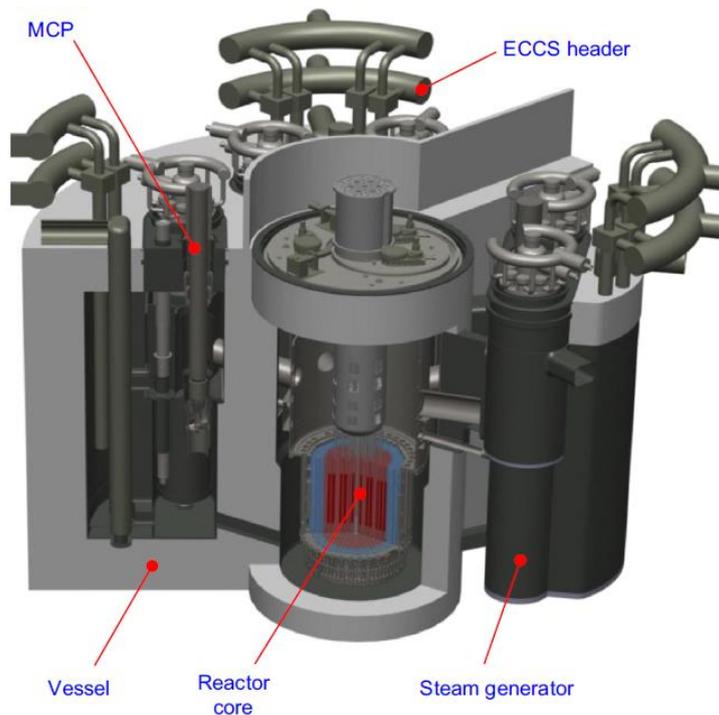


Figura 17. Esquema de un sistema de reactor BREST-OD-300. (DR. Andrei Moiseev, NIKIET)

BREST tiene una red de combustible ampliamente espaciada con una gran área de flujo de refrigerante. Esto da como resultado pérdidas de baja presión, lo que permite la circulación natural del refrigerante de plomo primario para el sistema de eliminación del calor residual.

Por diseño, no es adecuado para la producción de Pu de grado de armas. Los sistemas BREST presentan una eliminación pasiva y a largo plazo del calor residual directamente del refrigerante primario por circulación natural de aire a través de intercambiadores de calor refrigerados por aire con el aire calentado ventilado a la atmósfera.

### c) SSTAR (Pequeño Reactor Autónomo Transportable Seguro)

SSTAR es el diseño heredado de un reactor destinado a un posible despliegue en países con economías e infraestructuras en desarrollo, o en sitios con ubicaciones remotas que requieren un suministro de energía independiente. Aunque actualmente no se encuentra en desarrollo activo, el diseño SSTAR es el diseño de referencia GIF para un pequeño sistema LFR modular.

El desarrollo de SSTAR se centró en el concepto de un pequeño sistema de reactor transportable para el despliegue internacional, especialmente en ubicaciones remotas o desconectadas de sistemas de distribución de electricidad bien desarrollados. SSTAR tiene las siguientes características:



1. un núcleo de reactor que está diseñado para no reabastecerse de combustible o reemplazar todo el núcleo para eliminar o limitar la necesidad (y la capacidad de) reabastecimiento de combustible en el sitio;
2. transportabilidad: todo el núcleo y el recipiente del reactor serían entregados por barco o por transporte terrestre;
3. un diseño central de muy larga vida: el objetivo es una vida central de 15 a 30 años;
4. la capacidad de seguimiento de carga autónoma con controles integrados simples que permiten una intervención mínima del operador y un mantenimiento minimizado; y
5. capacidad de monitoreo local y remoto para permitir la detección / respuesta rápida a perturbaciones operacionales.

Estas características permiten la instalación y operación en lugares con infraestructuras industriales mínimas. Además, proporcionan una instalación caracterizada por una huella operativa (y de seguridad) muy pequeña.



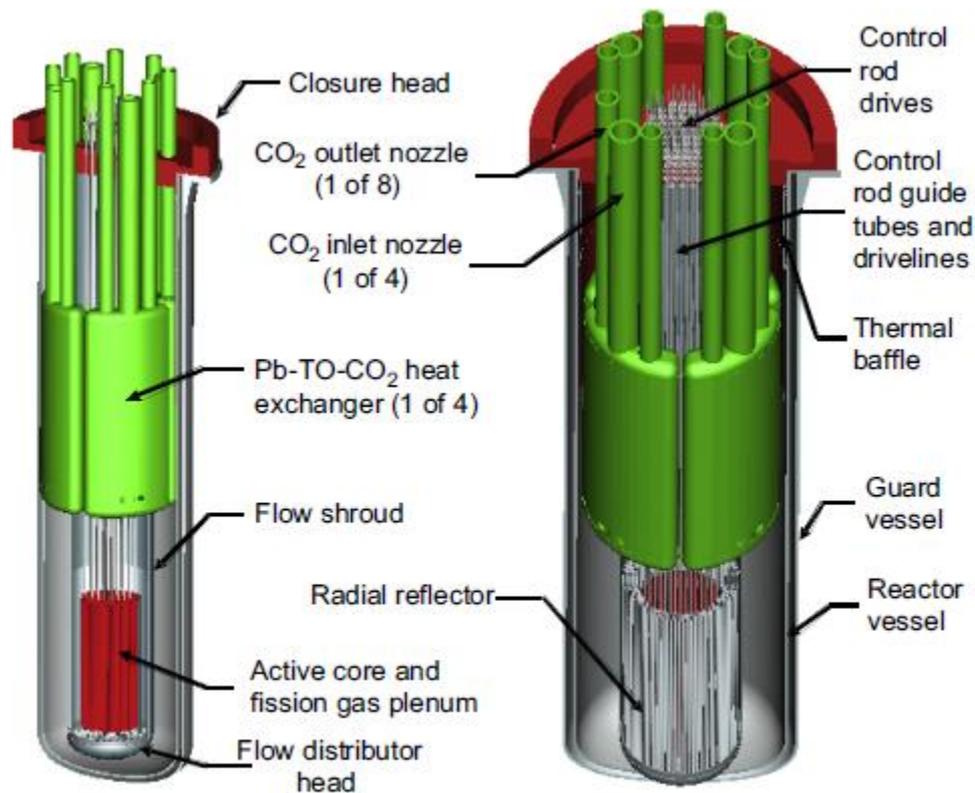


Figure 6.4 Sketch of SSTAR.  
Dr. James Sienicki, Argonne National Laboratory.

Figura 18. Esquema de un reactor tipo SSTAR.

### 4.2.3 Combustible

#### a) Características del conjunto de combustible

Los combustibles previstos para los conceptos modernos de LFR están generalmente en forma de gránulos anulares de óxidos de uranio y plutonio.

Los gránulos de combustible se apilan dentro de las barras de combustible (diámetro exterior de la barra de ~10 mm) de acero inoxidable para formar una columna de combustible de altura típica de 0.6-1 m. La longitud típica de una barra de combustible es al menos dos veces la longitud activa para incluir una cámara de gas inferior y una cámara de gas superior con un resorte para compactar los gránulos de combustible.

Las barras de combustible (típicamente 100-300 en número) están dispuestas como un paquete para formar el conjunto de combustible, con una sección transversal hexagonal o cuadrada, que puede estar abierta o tener un conducto de flujo de contención lateral del paquete.



La solución con el envoltorio tiene la ventaja de permitir pérdidas de presión variables a través de los diversos conjuntos para controlar la distribución radial de la temperatura central, pero es desventajoso desde el punto de vista neutrónico además de requerir mayores cantidades de acero y plomo en la región central.

La cabeza superior del conjunto de combustible tiene la forma adecuada para su conexión con el mecanismo de agarre de la máquina de manipulación. La máquina de manipulación puede diseñarse para funcionar con plomo (como en BREST) o con gas (como en ELFR) para evitar las dificultades de calificación de los mecanismos que funcionan con plomo.

Al extender el conjunto de combustible con un vástago que está muy por encima del nivel de la superficie del refrigerante de plomo, es posible utilizar una máquina de manipulación que funciona exclusivamente con gas. Esta solución también tiene otras ventajas, incluido el hecho de que la masa del conjunto de combustible que emerge del plomo puede compensar el exceso de flotabilidad de la porción sumergida, y que el conjunto de combustible no necesita estar conectado a una rejilla de soporte inferior para evitar su vertical movimiento. Además, el vástago del conjunto de combustible extendido puede alojar la instrumentación del núcleo eliminando la necesidad de la estructura del núcleo anterior, típica de otros reactores refrigerados por metal líquido (es decir, el SFR).

La densidad de potencia, la temperatura de funcionamiento, el flujo de neutrones y los transitorios del combustible de un LFR son similares a los de un SFR, por lo que la experiencia adquirida por las grandes inversiones realizadas para los combustibles SFR se puede utilizar para el LFR.

#### **b) Ciclo de combustible para el reactor rápido refrigerado por plomo**

El LFR es compatible con un ciclo de combustible cerrado o un ciclo de combustible abierto. Los reactores rápidos se han concebido para cualquier escenario de ciclo de combustible, y los LFR pueden ser reproductores de plutonio (Pu), quemadores de Pu o reactores con composición de combustible de equilibrio y larga vida útil.

### **4.2.4 Seguridad**

Las funciones de seguridad fundamentales (control de reactividad, enfriamiento del núcleo y confinamiento de material radiactivo) se logran y mejoran para el LFR al explotar las características favorables del refrigerante de plomo.

Para el apagado del reactor, los diseños LFR están equipados con sistemas de varillas de control redundantes y diversificadas. Propia del LFR es la alta flotabilidad del plomo, que facilita la inserción de la barra desde la parte inferior del núcleo (que



sería más difícil desde arriba, aunque aún es posible con medios activos o con el uso de materiales de lastre).

La alta inercia térmica y la retroalimentación de reactividad negativa de los sistemas de plomo ofrecen, en general, grandes tiempos de gracia para la acción correctiva del operador.

Para el enfriamiento del núcleo, los diseños de LFR generalmente se caracterizan por la existencia de fuertes características de circulación natural y la provisión de sistemas pasivos, redundantes y diversos de eliminación de calor por desintegración (DHR). El disipador de calor final puede ser agua almacenada (como en el caso de ELFR) o aire atmosférico (como en el caso de BREST o SSTAR), o potencialmente ambos para un mayor grado de diversificación.

Para el confinamiento de material radiactivo, un LFR de tipo piscina con un recipiente de protección no sufriría pérdida de refrigerante primario, incluso en caso de falla del recipiente del reactor. El núcleo siempre permanecería cubierto y, por provisión de diseño, se mantendrían las rutas de flujo de circulación natural.

No se espera ninguna generación de hidrógeno que pueda dañar el sistema de contención en un LFR debido a la relativa inercia química del refrigerante.



## 4.3 MSR (Molten Salt Reactor)

### 4.3.1 Introducción

Los reactores de sales fundidas son una clase de reactores de fisión en los cuales el refrigerante y/o el combustible es una mezcla de sales fundidas. Una de las características clave de los MSR es su operación a una presión próxima a la atmosférica, en contraposición a las presiones de operación de los reactores de agua ligera típicos (unas 75-150 veces la presión atmosférica). Esto reduce significativamente las grandes y costosas estructuras de contención que se usan en los reactores LWR, y elimina una fuente de riesgo de explosión. Otra característica importante de estos reactores son las más altas temperaturas de operación en comparación con los LWR tradicionales, dotándolos de una mayor eficiencia en la generación eléctrica y, en algunos casos, haciendo posible el uso de estos reactores para la producción de calor de proceso.

Los retos en cuanto a su diseño incluyen la corrosividad de las sales calientes y la composición química cambiante de las sales a medida que se transmuta en el reactor.

El hecho de que estos reactores usen combustible líquido hace que se beneficien potencialmente de ciertas ventajas frente a los sistemas de combustible sólido, entre las que destaca la posibilidad de ajuste de la composición de combustible (fértil o fisionable) y el reprocesamiento del mismo sin apagar el reactor.

Un combustible líquido circulante que también desempeña el papel del refrigerante presenta algunas ventajas más, como

- producción de calor directamente en el combustible, que también es el refrigerante (sin retraso de transferencia de calor);
- homogeneidad de combustible (no se requiere plan de carga); y
- Reconfiguración rápida y pasiva de la geometría del combustible mediante drenaje gravitacional.

Este tipo de reactor aún se encuentra en un nivel conceptual basado en modelos numéricos.

Dentro del Comité Directivo del Sistema MSR del Foro Internacional Generación IV se están estudiando dos conceptos de MSR de espectro rápido, ambos basados en un



combustible líquido circulante: el concepto de reactor rápido de sal fundida (MSFR – Molten Salt Fast Reactor) desarrollado inicialmente en CNRS (Centro Nacional para la Investigación Científica, Francia), y el concepto de Reciclador y Transmutador de Actinidos de Sales Fundidas (MOSART – MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter) en desarrollo en Rusia. Se están llevando a cabo estudios de simulación y actividades de diseño conceptual para verificar que los sistemas MSR de espectro rápido satisfagan los objetivos de los reactores de la Generación IV.

De ahora en adelante nos centraremos en el concepto MSFR, pero también se proporcionarán algunos elementos relacionados con el concepto MOSART.

### 4.3.2 *Diseño del reactor*

El MSFR de referencia es un reactor de 3 GWth con un volumen total de sal de combustible de 18 m<sup>3</sup> operado a una temperatura máxima de sal de combustible de 750 ° C. El sistema incluye tres circuitos: el circuito de combustible, el circuito intermedio y el circuito de conversión de energía. El circuito de combustible, definido como el circuito que contiene la sal de combustible durante la generación de energía, incluye la cavidad central, las tuberías de entrada y salida, un sistema de inyección de gas, separadores de burbujas de sal, bombas e intercambiadores de calor de combustible.



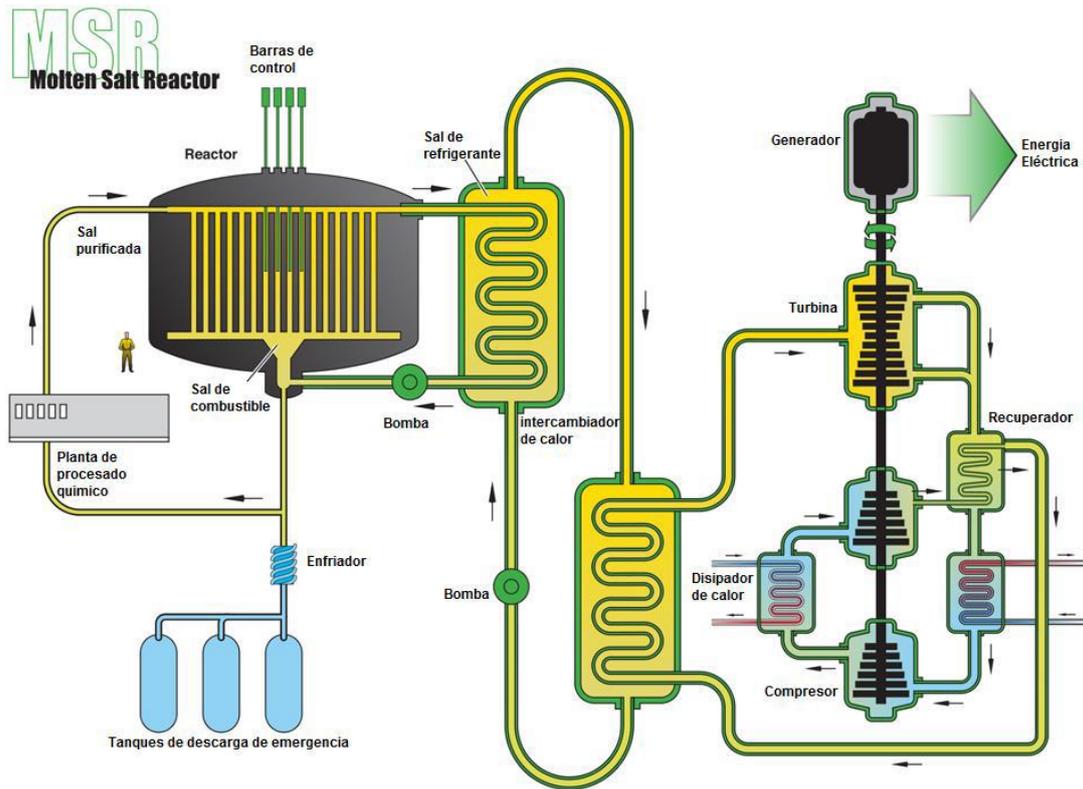


Figura 19. Diseño del reactor MSR

La sal de combustible fluye desde el fondo hasta la parte superior de la cavidad central. En los diseños preliminares desarrollados en relación con los cálculos, el núcleo del MSFR es un único cilindro compacto, de 2.25m de altura por 2.25m de diámetro, en el cual las reacciones nucleares ocurren en la sal de fluoruro líquida que actúa como refrigerante.



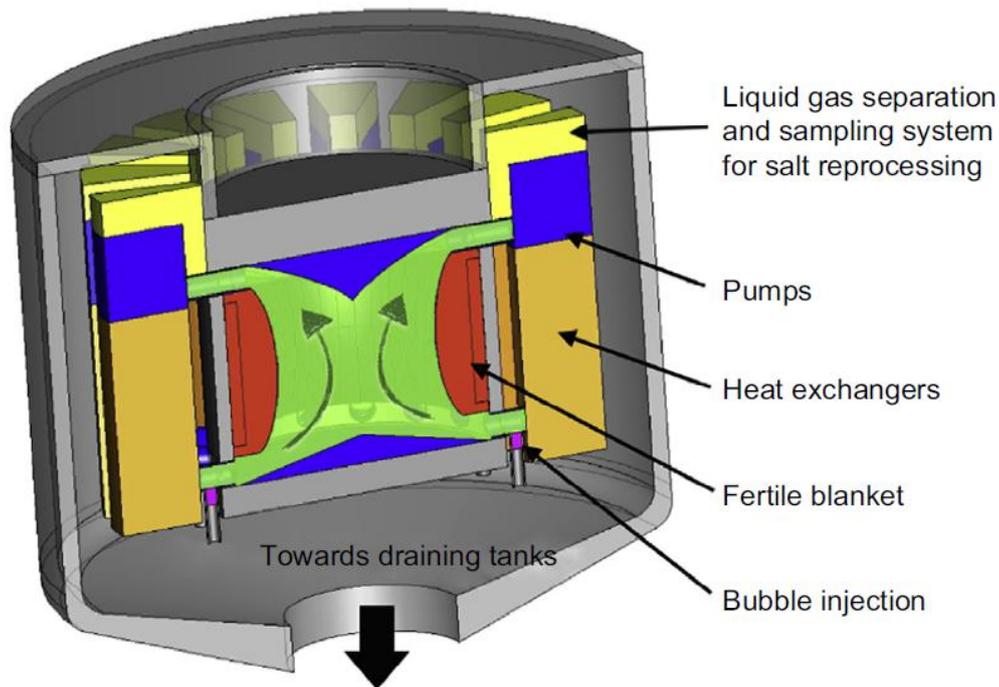


Figura 20. Representación esquemática del circuito de combustible de un MSFR.

En el circuito de combustible, después de salir del núcleo, la sal de combustible se alimenta a 16 grupos de bombas e intercambiadores de calor ubicados alrededor del núcleo. El tiempo de viaje de la sal a través de todo el circuito de combustible es de 3-4s. El volumen total de sal de combustible se distribuye la mitad en el núcleo y la mitad en la porción externa del circuito de combustible.

Las estructuras del núcleo externo y los intercambiadores de calor de combustible están protegidos por reflectores gruesos hechos de aleaciones a base de níquel, que están diseñados para absorber más del 99% del flujo de neutrones que escapa. Estos reflectores están rodeados por una capa de  $B_4C$  de 20 cm de espesor, que proporciona protección contra los neutrones restantes. El reflector radial incluye una manta fértil para aumentar la relación de reproducción. Esta manta se llena con una sal fértil a base de  $LiF$  con inicialmente 22.5 mol%  $^{232}ThF_4$ . Debido a la dispersión inelástica de neutrones en los núcleos de flúor, el espectro MSFR es un poco más epitérmico que el de los reactores rápidos de combustible sólido. Este hecho, combinado con la ausencia de material sólido en el núcleo, reduce los daños por irradiación de los materiales que rodean el núcleo.

El circuito de combustible está conectado a un sistema de drenaje de sal que se puede utilizar para un apagado planificado o en caso de cualquier incidente o accidente que provoque una temperatura excesiva en el núcleo.



El MSFR, como reactor de combustible líquido, exige una nueva definición de sus procedimientos operativos. El coeficiente de retroalimentación negativa proporciona estabilidad intrínseca del reactor. El reactor puede ser impulsado por el calor extraído, por ejemplo, permitiendo una flexibilidad muy prometedora para el seguimiento de la carga de la red. A diferencia de los reactores de combustible sólido, el coeficiente de retroalimentación negativa actúa muy rápidamente porque el calor se produce directamente en el refrigerante, y la sal de combustible se enfría en los intercambiadores de calor.

### 4.3.3 -Combustible

#### a) Procesamiento de las sales combustibles

La sal de combustible, que es una mezcla de  $\text{LiF}$ ,  $\text{BeF}_2$ ,  $\text{ThF}_4$  y  $(\text{HM})\text{F}_N$  (por ejemplo,  $\text{UF}_4$  o  $\text{PuF}_3$ ), donde HM es el material fisible elegido inicialmente y N depende de dicho material fisible y del estado termoquímico de la sal de combustible, se somete a dos tipos de tratamiento: burbujeo de gas neutro en línea en el núcleo y reprocesamiento en el sitio de mini lotes discontinuos. Estos tratamientos de sal tienen como objetivo eliminar la mayoría de los FP sin detener el reactor y, por lo tanto, asegurar un inventario fisible bastante pequeño fuera del núcleo en comparación con los reactores de agua ligera actuales. Se supone que la tasa de reprocesamiento en sí es equivalente a la tasa de LWR actual, aunque podría ser posible reprocesar la sal de combustible cada 10 años, pero en detrimento del rendimiento económico.



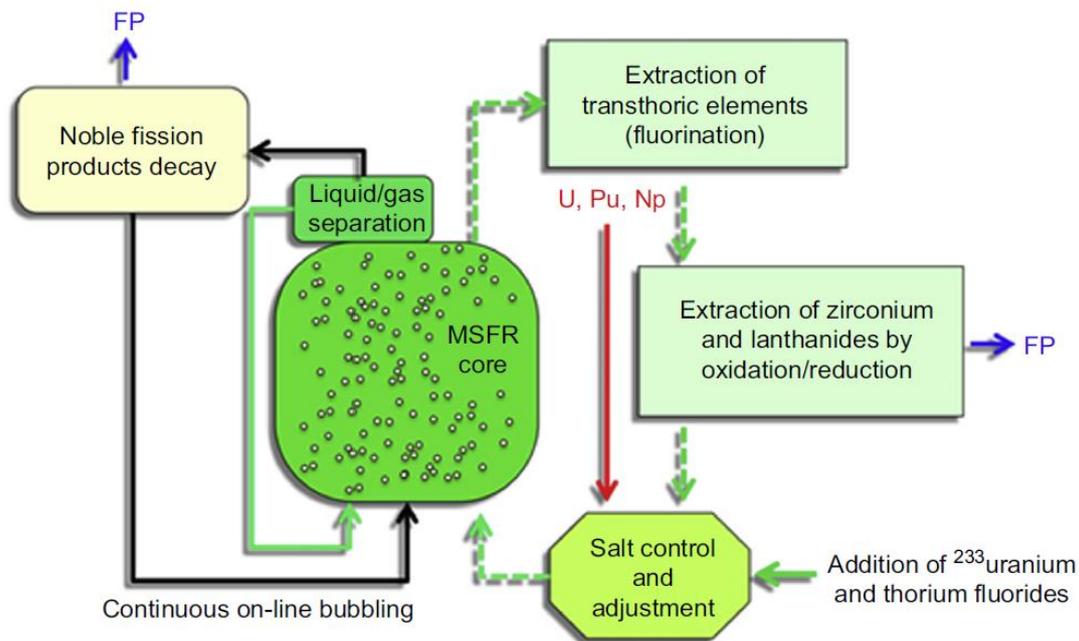


Figura 21. Representación esquemática del tratamiento de dos lazos de las sales de combustible. A la izquierda se representa el tratamiento con burbujeo de gas en el núcleo para extraer gases nobles y partículas metálicas (productos de fisión). A la derecha, reprocesamiento en el sitio por mini lotes discontinuos con dos objetivos: eliminar los productos de fisión (Zr y Ln) y ajustar el contenido en isótopos fisibles y fértiles en el combustible.

El tratamiento con sal se compone de dos circuitos. Uno es un burbujeo continuo de gas en el núcleo para extraer los FP gaseosos y las partículas metálicas presentes en la sal (FP metálicos y productos de corrosión). La corriente gaseosa se envía a un almacenamiento provisional donde la mayoría de Kr y Xe se descomponen en Rb y Cs, evitando su acumulación en la sal de combustible. El gas restante se recicla.

El otro es una reprocesamiento de sal semicontinua a una velocidad de aproximadamente 10L por día para limitar la concentración de lantánidos y Zr en la sal de combustible. La muestra de sal se devuelve al reactor después de la purificación y después de la adición de  $^{233}\text{U}$  y Th según sea necesario para ajustar la composición del combustible.

Estos dos procesos tienen como objetivo mantener la sal de combustible líquida en un estado físico y químico eficiente durante largos períodos de tiempo (décadas).

### b) Escenarios de ciclo de combustible del reactor rápido de sales fundidas

Para producir energía, un reactor nuclear de fisión requiere material fisionable. Los reactores de generación II o III necesitan reabastecerse regularmente con material fisible a lo largo de su tiempo de operación. Por el contrario, los reactores generadores de la Generación IV requieren solo una carga inicial (o dos en el caso de reactores de combustible sólido) de material fisionable, como ya se explicó en el



apartado dedicado al ciclo de combustible. Luego producen al menos el material fisionable que necesitan para operar durante toda su vida útil. Los MSR requieren solo una carga fisionable porque no es necesaria la refabricación de combustible y la composición de la sal de combustible se controla en línea sin detener la operación del reactor, mientras que dos cargas son necesarias para reactores de combustible sólido, con una carga fisible dentro del reactor y la otra en el reprocesamiento/proceso de fabricación de combustible.

El MSFR a base de torio puede iniciarse con varias cargas fisionables iniciales de la siguiente manera:

- Con uranio enriquecido en  $^{235}\text{U}$ . El uranio enriquecido se puede usar directamente como material fisible inicial para iniciar MSFR con una relación de enriquecimiento inferior al 20% debido a problemas de resistencia a la proliferación.
- Con  $^{233}\text{U}$  directamente como material fisionable inicial.
- Con el plutonio producido en los PWR actuales o en los EPR futuros.
- Con una combinación de los modos de inicio anteriores.

#### 4.3.4 Seguridad

Un MSR tiene algunas características de seguridad específicas porque la geometría de la sal de combustible se puede modificar de forma rápida y pasiva drenando a tanques subcríticos. Es posible diseñar el sistema con un máximo de dispositivos pasivos para enfriar el combustible en todas las circunstancias y durante largos períodos de tiempo sin intervención humana. Además, la estabilidad del reactor MSFR se ve reforzada por sus coeficientes de retroalimentación en gran parte negativos.



## 4.4 SFR (Sodium-cooled Fast Reactor)

### 4.4.1 Introducción

El SFR es un reactor rápido enfriado por sodio (en fase líquida), es el tipo más investigado de reactor rápido. La principal ventaja de esta tecnología es que el espectro rápido es capaz de convertir material fértil en fisible, aumentando la eficiencia del uso del combustible nuclear en aproximadamente 50 veces. Este reactor podría ser: un quemador, transmutando actínidos (para reducir la producción de residuos de alto nivel); un convertidor, con una relación reproductora (relación entre el material fisible producido y consumido) cerca de uno, o un reproductor, con una producción neta de material fisible. Requiere un ciclo de combustible cerrado.

### 4.4.2 Diseño del reactor

#### a) Reactores tipo bucle y tipo piscina

Los reactores refrigerados por sodio podrían clasificarse en dos tipos: de bucle y de piscina.

En los reactores tipo piscina, todos los componentes del sistema primario, tales como el reactor, el intercambiador de calor y la bomba de refrigerante primario, están sumergidos en refrigerante de sodio, contenido dentro de un tanque principal. El sodio frío y caliente están separados por las estructuras internas del recipiente del reactor. La transferencia de calor entre el refrigerante de sodio primario y el refrigerante de sodio secundario se produce en el intercambiador de calor.

Dentro del generador de vapor, el calor que proviene del circuito secundario de refrigerante de sodio convierte en vapor el agua del circuito terciario. Este vapor será el que accione la turbina que produce electricidad.

Por otra parte, los reactores de tipo bucle están formados por tres circuitos propiamente dichos, ya que los componentes del sistema primario están conectados entre sí por un sistema de tuberías, formando un lazo o bucle.

La inercia térmica y las disposiciones de los circuitos en los reactores de tipo piscina hacen que el circuito primario sea más tolerante a los cambios transitorios y a los fallos de los componentes además de permitir, generalmente, un edificio de contención de menores proporciones.



Las ventajas del reactor tipo bucle son una mayor libertad de elección para la optimización y localización de los componentes y una estructura requerida para el soporte del núcleo de menor tamaño

Aunque el diseño en piscina está más probado experimentalmente, ambos conceptos son tecnológicamente factibles y cumplen con los objetivos de diseño. En las siguientes figuras se pueden observar los esquemas de ambos tipos de reactores:

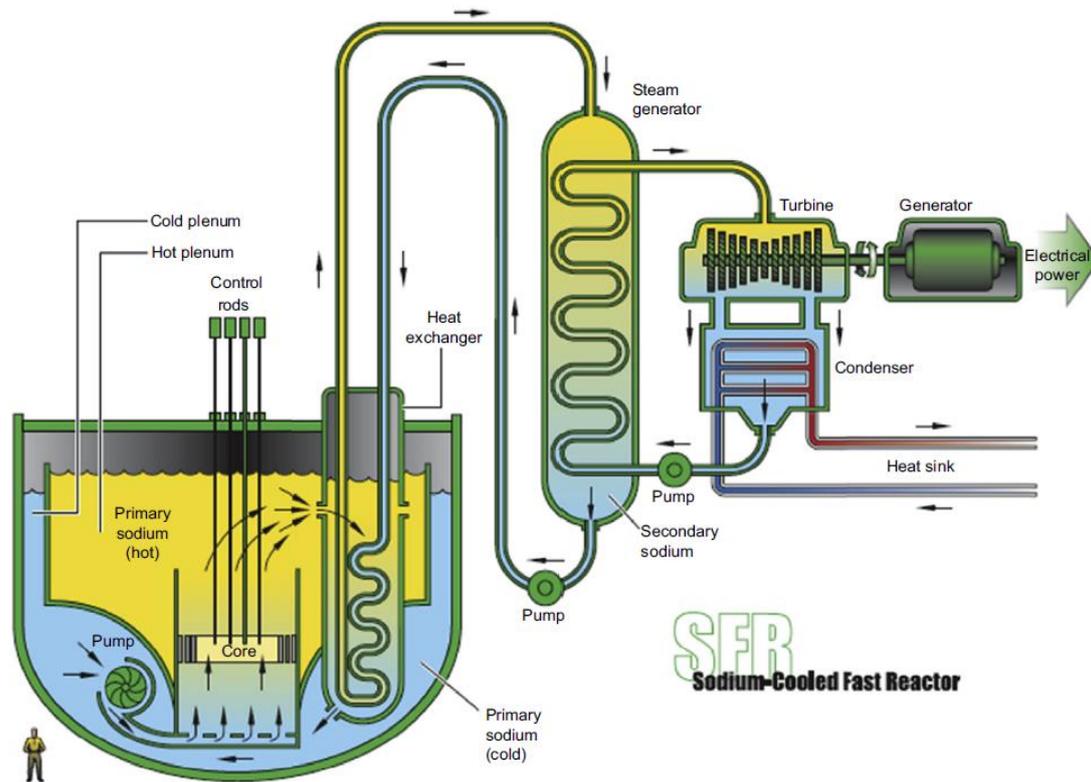


Figura 22. Sistema de tipo piscina. (Gen-IV, 2012)



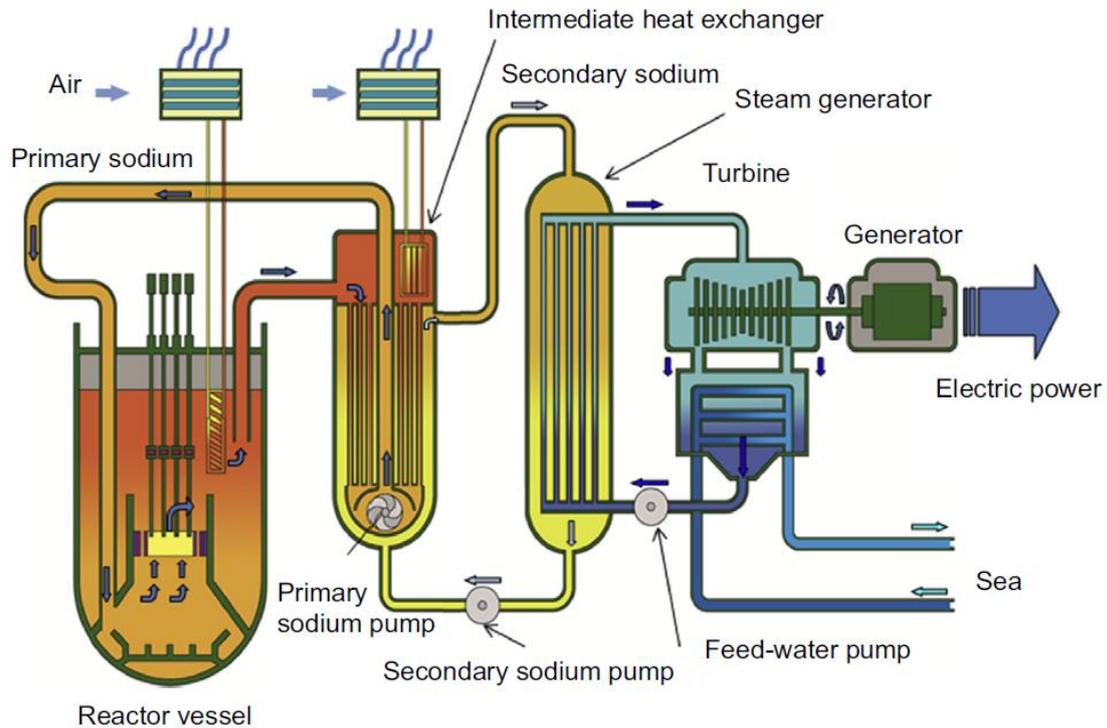


Figura 23. Sistema de tipo bucle (Japan Atomic Energy Agency)

## b) Configuraciones del núcleo

El núcleo consta de combustible central, barras de control, combustible de cobertura y escudos. En general, el combustible central es una mezcla de plutonio y uranio empobrecido. El combustible de cobertura es uranio empobrecido. Las formas químicas del combustible, cerca de su etapa final de desarrollo, son óxido y metal (aleación U-Pu-Zr). El absorbente de neutrones utilizado en las barras de control es el carburo de boro ( $B_4C$ ).



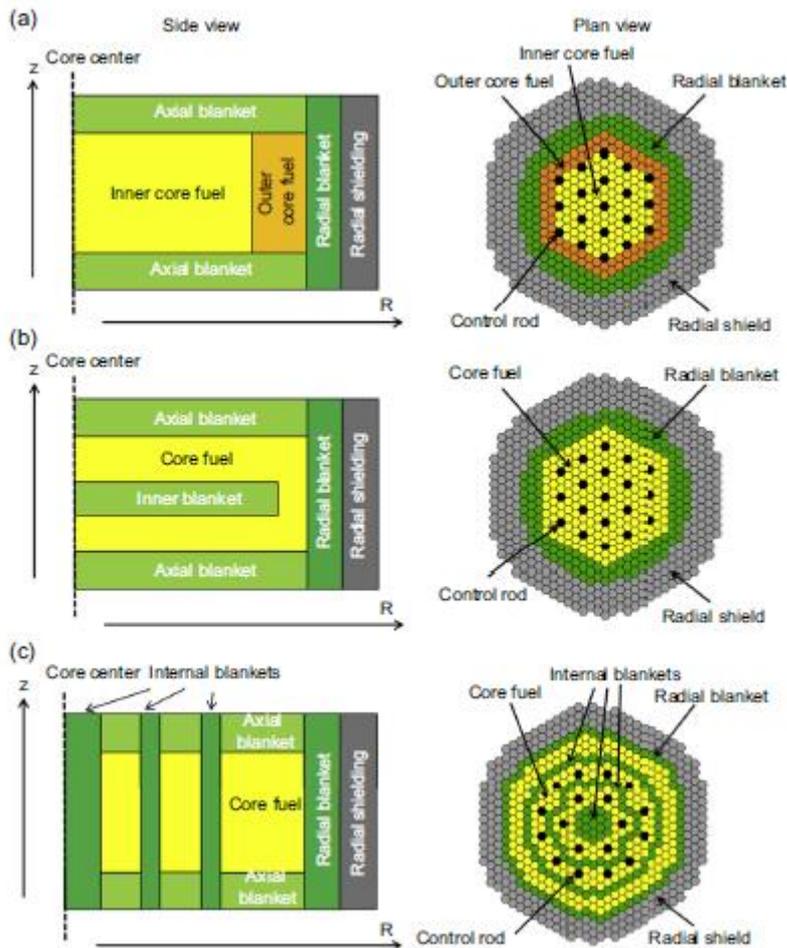


Figura 24. Configuraciones homogéneas y heterogéneas típicas para el núcleo de SFR: (a) núcleo homogéneo, (b) núcleo heterogéneo axial, y (c) núcleo heterogéneo radial. (Japan Atomic Energy Agency)

En la región de combustible central, los nucleidos fisionables como  $^{239}\text{Pu}$  y  $^{241}\text{Pu}$  se someten a fisión para producir energía y exceso de neutrones. Al mismo tiempo, en las regiones de combustible central y de cobertura, los nucleidos fértiles como  $^{238}\text{U}$  y  $^{240}\text{Pu}$  contribuyen a la reproducción de los nucleidos fisibles capturando eficientemente el exceso de neutrones. En comparación con los LWR, el cambio de reactividad de quemado es bastante pequeño debido a la conversión de los nucleidos fértiles a los fisibles en la región de combustible central, lo que resulta en un alto consumo de combustible y una larga duración del ciclo de operación, y un menor requisito de control de reactividad.

En un núcleo homogéneo, la región de combustible central está rodeada por combustibles de cobertura axial y radial para que los neutrones con fugas de la región de combustible central puedan ser capturados eficientemente por los combustibles de cobertura. La región de combustible central consiste en unos pocos (dos en la mayoría de los casos) tipos de combustible con diferentes enriquecimientos de plutonio. El combustible del núcleo externo tiene un mayor



enriquecimiento de plutonio que el del combustible del núcleo interno para aplanar la distribución de potencia radial.

Una configuración de núcleo heterogéneo utiliza combustibles de cobertura fértiles en la región de combustible del núcleo. Hay dos tipos de diseño de núcleo: el núcleo heterogéneo axial y el núcleo heterogéneo radial. La fuga de neutrones desde la región de combustible del núcleo hacia la región de combustible de la manta interna se ve reforzada en estas configuraciones del núcleo, que producen mayores proporciones de reproducción y una menor reactividad del vacío de sodio en comparación con las del núcleo homogéneo, pero requieren inventarios de combustible fisionable más altos.

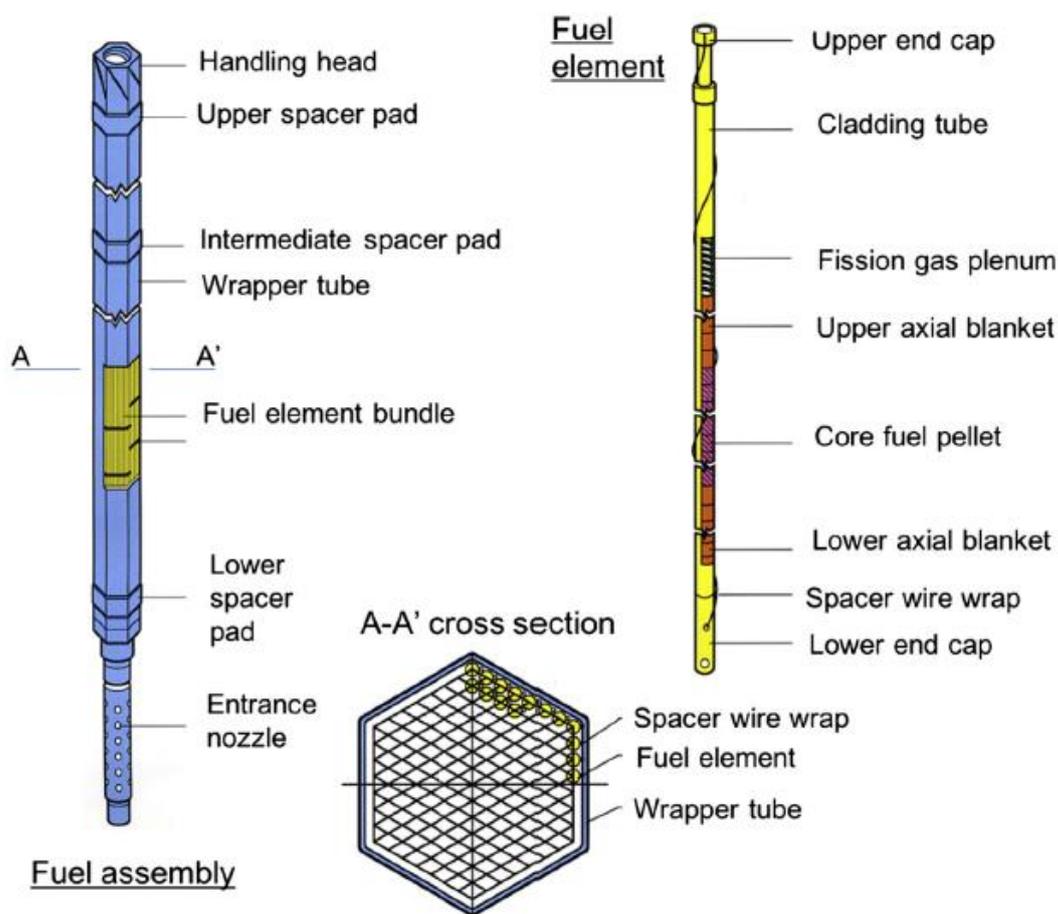


Figura 25. Elemento de combustible y montaje de combustible típicos en el núcleo de un SFR. (Japan Atomic Energy Agency)

La figura muestra un elemento de núcleo de combustible típico (también llamado pasador de combustible) y un conjunto de combustible (también llamado subconjunto de combustible). El elemento de combustible central contiene el combustible central, los combustibles de las coberturas axiales superior e inferior y un espacio llamado cámara de gas de fisión dentro de un tubo de revestimiento.



Luego se ensamblan como un paquete de elementos combustibles. El conjunto de combustible contiene el paquete de elementos de combustible en un conducto de conjunto hexagonal llamado tubo de envoltura.

Los tubos de revestimiento y envoltura están hechos de aceros inoxidable de alta resistencia que pueden soportar las condiciones de alta temperatura y rápida irradiación de neutrones.

Los elementos de combustible están separados por un alambre de envoltura espiral (alternativamente, se pueden usar separadores de rejilla). El refrigerante de sodio fluye a través de los espacios entre los elementos combustibles. Los elementos de combustible se colocan en una disposición de celosía triangular ajustada para maximizar la fracción de volumen de combustible para el rendimiento del núcleo de neutrones y para minimizar el tamaño del núcleo para la reducción del costo de capital de la planta.

#### 4.4.3 *Ciclo de combustible*

Los estudios del ciclo de combustible demostraron que los SFR pueden contribuir al desarrollo sostenible a nivel mundial con la garantía de fuentes de energía estables y la consideración de los problemas de destrucción ambiental. Los LWR, que operan actualmente con uranio poco enriquecido que contiene 3-5% de  $^{235}\text{U}$ , utilizan menos del 2% del potencial energético de uranio natural. Dependiendo de los recursos disponibles y los precios del uranio natural, la utilización de energía nuclear de solo  $^{235}\text{U}$  tiene la posibilidad de enfrentar las limitaciones en aproximadamente 100 años. Sin embargo, el reciclaje de combustible nuclear con los reactores SFR puede producir más de 50 veces la energía en comparación con la de los LWR a partir de la misma cantidad de uranio natural. Esto significa que los SFR, potencialmente, extienden los recursos de uranio por varios miles de años. Además, la tecnología SFR es esencial no solo como suministro de energía sino también como prevención de la emisión de gases de efecto invernadero, por lo que será una de las fuentes de energía futuras importantes disponibles para el desarrollo global a largo plazo.

Muchos estudios discutieron el momento para el despliegue del SFR comercial y las estrategias de transición de LWR a SFR. Los LWR ya han convertido (y convertirán) algo de  $^{238}\text{U}$  en plutonio en su operación. Ya existe suficiente  $^{238}\text{U}$  como uranio empobrecido del proceso de enriquecimiento de uranio. Por lo tanto, la introducción de SFR parece coherente con el sistema LWR actual en términos de suministro de material nuclear. La proporción de reproducción necesaria para los SFR se estima en 1.0-1.2 y más, dependiendo de los escenarios de implementación.



Otro beneficio para el sistema de ciclo de combustible SFR es la reducción de la carga ambiental al reciclar todos los nucleidos de actínidos y dividir los productos de fisión (FP) seleccionados. El combustible gastado contiene actínidos minoritarios (AM, es decir, neptunio, americio, curio, etc.), así como uranio y plutonio.

Los SFR son excelentes en sus características neutrónicas por la capacidad de usar los AM como recursos de energía nuclear y la minimización de AM resultante en el ciclo cerrado de combustible. El reciclaje de plutonio y AM hace grandes contribuciones a la reducción de la radiotoxicidad en los desechos. Además, el volumen de residuos de alto nivel y el área de depósito necesaria se pueden reducir eliminando no solo los nucleidos de la fuente de calor, como  $^{241}\text{Am}$ , sino también algunos FP influyentes sobre la resistencia de los residuos vitrificados.

El alto calor de desintegración y la radiactividad del combustible soportado por AM tienen una gran influencia en la fabricación de combustible, el transporte y la manipulación, lo que da muchos retos de desarrollo para el sistema de ciclo de combustible.

#### 4.4.4 Seguridad

##### a) Parada del reactor

Un SFR se opera bajo una condición crítica con neutrones rápidos que usan sodio líquido como refrigerante del reactor, lo que permite una alta densidad de potencia. La inserción de reactividad positiva puede ocurrir debido a la compactación del combustible en el núcleo degradado porque el núcleo generalmente no está diseñado en la configuración más crítica. Aunque la reactividad del vacío de sodio depende del tamaño y diseño del núcleo, generalmente es positiva en el centro del núcleo en un núcleo de gran tamaño. Se proporcionan sistemas de apagado activo en los diseños SFR existentes con diversidad para evitar daños en el núcleo causados por un accidente basado en el diseño. Para mejorar aún más la seguridad de los SFR, un mecanismo de apagado pasivo o retroalimentación de reactividad negativa inherente o su combinación se considera como una de las medidas de prevención de daños centrales, incluso en caso de falla activa del sistema de apagado.

##### b) Evacuación del calor residual

El amplio margen de temperatura para la ebullición de sodio (el punto de ebullición es de  $880\text{ }^{\circ}\text{C}$ , el punto de fusión es de  $98\text{ }^{\circ}\text{C}$  en la presión atmosférica) permite que el reactor funcione en un amplio rango sin presurización de los sistemas de refrigeración del reactor. La alta conductividad térmica del sodio proporciona la eliminación de calor del núcleo con alta densidad de potencia. Debido a que un SFR funciona a baja presión, la despresurización causada por un accidente de fuga de



sodio no conduce a la pérdida de refrigerante debido al parpadeo. Por lo tanto, permite mantener el nivel de refrigerante para el enfriamiento del reactor al proporcionar estructuras de respaldo que pueden retener el sodio filtrado a partir del límite del refrigerante. Además, la eliminación del calor de descomposición se puede lograr mediante su capacidad de circulación natural hacia un disipador de calor (atmósfera) que utiliza la alta capacidad de transporte de calor y la diferencia de temperatura entre el refrigerante de entrada y salida del núcleo. Además, un SFR con los sistemas primario y secundario (sodio) junto con el sistema terciario (agua / vapor) permite diversas combinaciones de sistemas diversificados debido a su flexibilidad en elementos tales como tipos de intercambiadores de calor y ubicaciones de instalación. Para la eliminación práctica de situaciones de accidentes que resultan en daños en el núcleo debido a una pérdida completa de la función de eliminación de calor por descomposición, se persigue un diseño de sistema de enfriamiento para mantener su función contra riesgos internos y externos extremos utilizando una combinación apropiada de redundancia y / o diversidad de sistemas y la función de circulación natural.

### **c) Medidas de diseño contra reacciones químicas del sodio**

Las influencias típicas de las reacciones químicas de sodio accidentales en los SFR son la posible interrupción de las funciones de seguridad, como la eliminación del calor de descomposición debido a la combustión de sodio con fugas en el aire y el posible daño al sistema de enfriamiento de sodio secundario, especialmente en el límite entre el primario y sistema secundario de enfriamiento de sodio en IHX, debido a la reacción de sodio-agua inducida por la falla del tubo de transferencia de calor en un generador de vapor.

Para prevenir la fuga de sodio, se debe buscar un diseño simple con menos ramificaciones o menos tuberías de conexión. La detección temprana de fugas y la mitigación de la combustión de sodio son importantes. Para la mitigación, un recipiente de protección y una tubería de protección son factibles para suprimir las fugas y la combustión. Los componentes y las tuberías de sodio se instalan en la habitación que se llena con gas inerte como el nitrógeno, y también se proporciona revestimiento de acero para otras medidas de diseño para mitigar las reacciones químicas del sodio para evitar que el sodio filtrado entre en contacto con el piso o la pared de cemento.



## 4.5 SCWR (*Supercritical Water-cooled Reactor*)

### 4.5.1 *Introducción*

Los SCWR son reactores de agua ligera de alta presión y alta temperatura que operan por encima del punto crítico termodinámico del agua (374 ° C, 22,1 MPa). El núcleo del reactor puede ser de neutrones térmicos o de neutrones rápidos, dependiendo de su diseño. Los reactores SCWR se consideran una evolución de los BWR.

Las principales diferencias con un BWR de GEN-III son:

- Mayor eficiencia eléctrica neta (10% más alta que en el BWR GEN-III).
- Reducción del caudal de agua para enfriar el reactor permitiendo la adopción de tuberías y bombas más pequeñas.
- Simplificación del diseño de la planta ya que el refrigerante monofásico elimina los secadores de vapor y los sistemas de recirculación.

Por estas razones, los costos específicos de construcción y de operación y mantenimiento parecen estar por debajo del promedio de los reactores de agua ligera actuales. El principal obstáculo que hay que salvar es la alta corrosividad del agua supercrítica. Aún no se ha identificado material para el revestimiento de combustible o de los núcleos internos, que están sujetos a irradiación, alta presión y oxidación. Otras áreas de I + D son:

- La química del agua supercrítica irradiada y su comportamiento dinámico de fluido térmico durante situaciones transitorias y accidentales.
- La vasija a presión del reactor (RPV), que está expuesta a alta presión.

### 4.5.2 *Diseño del reactor*

El reactor SCWR se refrigera con agua a presión supercrítica en un ciclo de vapor de un solo paso. El agua que alimenta el ciclo de vapor se calienta en el núcleo del reactor hasta que alcanza el estado de vapor sobrecalentado sin recirculación de refrigerante, y el vapor se suministra directamente a la turbina de vapor.

El agua de alimentación se calienta hasta 280-350 ° C mediante extracciones de turbina de vapor utilizando varios precalentadores de baja presión (LP-PH) y



precalentadores de alta presión (HP-PH). Las bombas de agua de alimentación suministran el agua de alimentación al reactor a una presión de aproximadamente 25 MPa. El reactor puede estar diseñado con un recipiente a presión o con múltiples tubos de presión, pero en ningún caso requiere bombas de recirculación. Además de las bombas de extracción de condensado de los condensadores, las únicas bombas que impulsan el ciclo de vapor son las bombas de alimentación de agua. El reactor produce vapor sobrecalentado a una presión de 24-25 MPa y a una temperatura de 500 ° C o más, dependiendo de las limitaciones del material. El vapor sobrecalentado se suministra directamente a la turbina HP. El vapor se recalienta con algo de vapor extraído y se suministra a las turbinas de presión intermedia (IP) y LP.

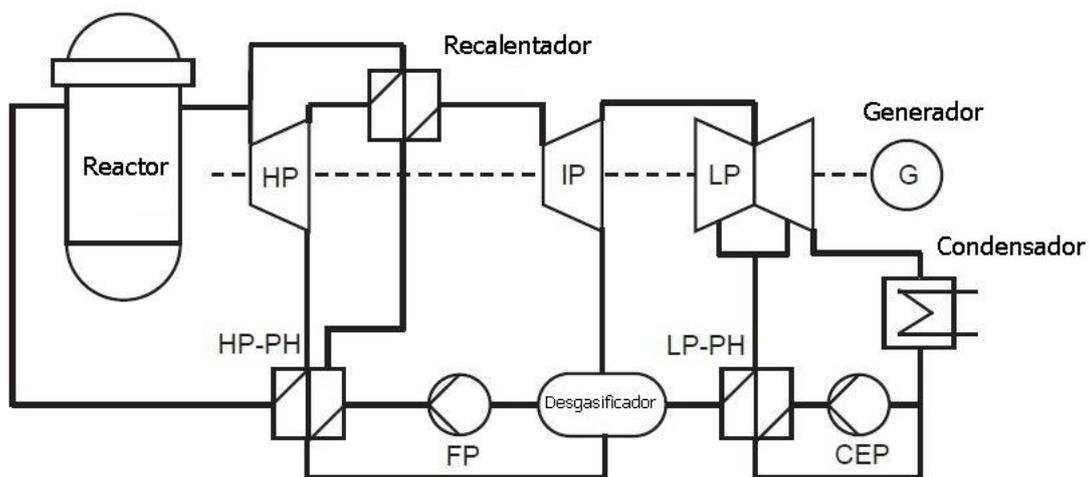


Figura 26. Ciclo de vapor de un solo paso en reactores SCWR.

En general, un núcleo de reactor, que se enfría con agua supercrítica, puede diseñarse con un espectro de neutrones térmico o rápido. La opción de un espectro térmico requiere agua adicional como moderador debido a la baja densidad del vapor sobrecalentado, que puede proporcionarse en barras de agua dentro de los conjuntos de combustible o en los espacios entre las cajas de montaje. Si se omiten estos huecos y barras de agua, entonces el espectro de neutrones se volverá rápido, lo que simplifica el diseño y aumenta la densidad de potencia del núcleo. Sin embargo, una preocupación general de seguridad de la opción de núcleo rápido es el aumento de la reactividad si el núcleo se debe anular en condiciones accidentales. Tal aumento de reactividad definitivamente debe evitarse mediante un diseño de núcleo adecuado.

A continuación, se describen los diseños de los reactores de agua ligera de alto rendimiento (HPLWR) y SCWR canadiense, representativos de los diseños de reactor de recipiente a presión y de tubería a presión respectivamente.



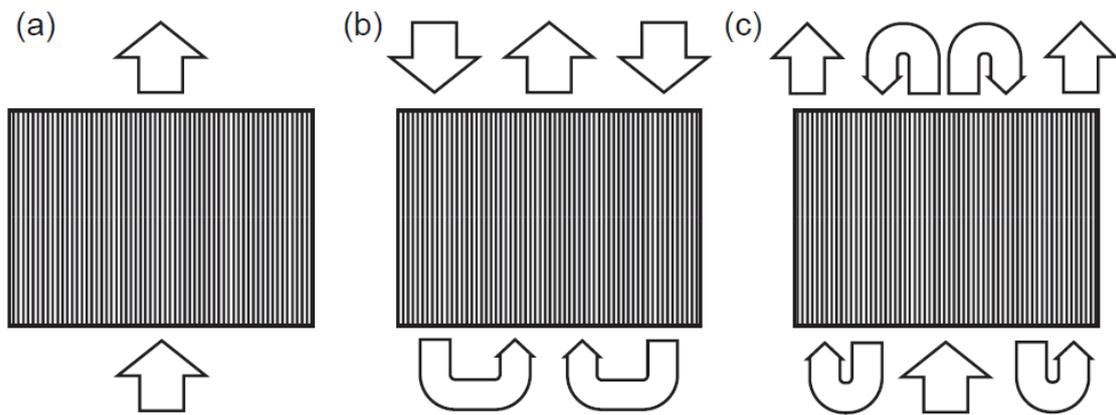


Figura 27. Diferentes opciones de diseño de núcleo para SCWR con múltiples etapas de calentamiento. (a) Diseño de un solo paso, (b) diseño de dos pasos, y (c) diseño de tres pasos.

### a) Recipiente a presión

El reactor de agua ligera de alto rendimiento (HPLWR) es un SCWR de tipo recipiente a presión con un espectro de neutrones térmicos, que fue elaborado por un consorcio europeo en 2006-2010. El reactor está diseñado para una potencia térmica de 2300 MW, lo que resulta en una potencia eléctrica neta de 1000 MW y una eficiencia neta del 43,5% del ciclo de vapor.

Con una temperatura de salida de refrigerante objetivo de 500 ° C, el vapor sobrecalentado está aislado térmicamente del recipiente a presión del reactor, manteniéndolo por debajo de 350 ° C.

El diseño del núcleo aplica el concepto de diseño de tres pasos para el calentamiento del refrigerante, y la mezcla completa se prevé arriba y debajo del núcleo para mantener la temperatura máxima del refrigerante por debajo de 600 ° C.

Las barras de control se insertan desde la parte superior como en un PWR, alineadas por los tubos de guía para las barras de control en la mitad superior del recipiente a presión del reactor.

Los conjuntos de combustible del núcleo del reactor se encuentran sobre la gruesa placa de soporte del núcleo del barril del núcleo, que está suspendida en la brida del reactor. La cámara de vapor, incluida su cámara de mezcla en la región interna, se puede quitar después de la extracción de las tuberías de vapor caliente para la mezcla y el reemplazo anual de combustible.

El agua de alimentación ingresa al recipiente a presión del reactor a través de cuatro limitadores de flujo de retorno para minimizar la pérdida de refrigerante en caso de que se rompa una línea de agua de alimentación. La mitad del agua de alimentación



suministrada está purgando la mitad superior del recipiente a presión del reactor, sirviendo luego como agua moderadora dentro de las barras de agua de los conjuntos de combustible y en los espacios entre las cajas de montaje. Después de enfriar el reflector del núcleo radial, esta agua se mezcla con el agua de alimentación restante en la cámara de mezcla inferior debajo del núcleo. La división del flujo másico se ajusta mediante los orificios de la cámara de mezcla inferior.

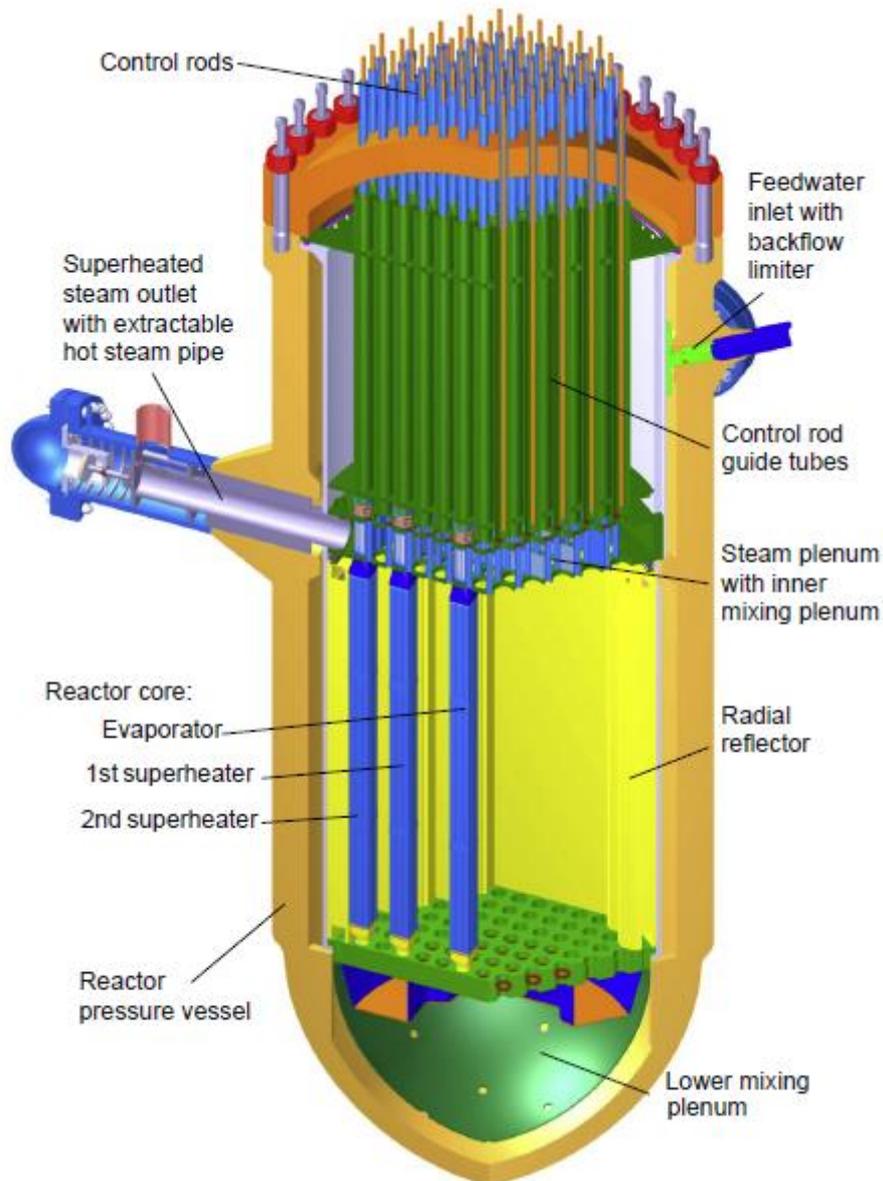


Figura 28. Diseño de HPLWR con núcleo de tres pasos.

El reactor tiene una altura total de 14,29m y un diámetro interior de 4,46m. El espesor de la pared de la carcasa cilíndrica es de 0,45m y la carcasa inferior esférica tiene un grosor de 0,30 m. Similar a un PWR, el material del recipiente es 20MnMoNi55, pero la salida de vapor más caliente debe estar hecha, por ejemplo,



de acero P91 para soportar la temperatura de vapor sobrecalentado de 500 ° C. Las partes internas del reactor están hechas de acero inoxidable.

El ciclo de vapor está diseñado con tres precalentadores LP, condensando el vapor que se extrae de las turbinas LP, y con cuatro precalentadores HP, condensando el vapor de las turbinas HP e IP. La presión de recalentamiento es de 4.25 MPa, logrando una temperatura de recalentamiento de 442 ° C. La presión de diseño del desgasificador es de 0,55 MPa. Se prevén cuatro bombas de agua de alimentación paralelas, de las cuales tres son necesarias para proporcionar el flujo másico de 1179 kg / s a plena potencia y la cuarta se mantiene en espera en caliente.

#### **b) Tubería a presión**

El concepto SCWR canadiense es un concepto de tipo tubo de presión con espectro de neutrones térmicos. Adopta el ciclo directo, que incluye un núcleo de 2540 MW<sub>th</sub> que recibe agua de alimentación a 315 ° C y 1176 kg / s y genera vapor supercrítico a 625 ° C y 25 MPa. El ciclo incluye recalentamiento de vapor utilizando un recalentador separador de humedad (MSR- Moisture Separator Reheater) entre la turbina IP y la turbina LP. El MSR separa la humedad del vapor y recalienta el vapor para garantizar un nivel de humedad aceptable en la salida de la turbina de LP. Se incluyen cuatro calentadores de condensado LP en el ciclo, así como un desgasificador y cuatro calentadores de agua de alimentación HP. La producción eléctrica bruta se calcula como 1255 MWe, lo que da una eficiencia térmica bruta del 49,4%. Un diagrama esquemático del ciclo directo se muestra en la siguiente figura.



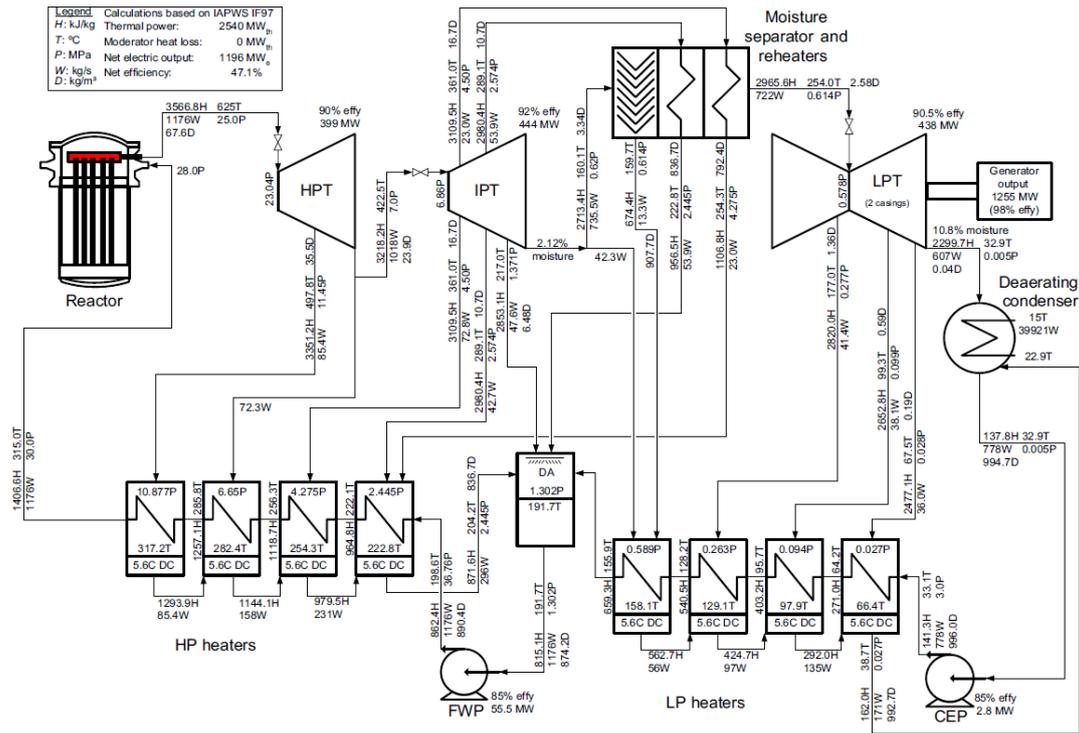


Figura 29. Esquema del ciclo de vapor directo con un recalentador con separador de humedad en una planta de SCWR.

El núcleo de un SCWR canadiense consiste en una cámara de entrada presurizada, un recipiente de calandria LP que contiene un moderador de agua pesada y 336 canales de combustible que están conectados a un cabezal de salida común.

Se adopta un canal de combustible de contraflujo para colocar las tuberías de entrada y salida por encima del núcleo del reactor de modo que una rotura completa de una tubería de entrada o una tubería de salida no resulte en una pérdida inmediata de refrigerante en el núcleo del reactor. Un canal de flujo central sin combustible se encuentra en el centro del canal de combustible para aumentar la moderación de neutrones cerca de los anillos de combustible internos. Esta característica da como resultado distribuciones de potencia radial razonablemente uniformes a través del canal de combustible, así como una deseable reactividad negativa del refrigerante durante todo el ciclo de combustión.



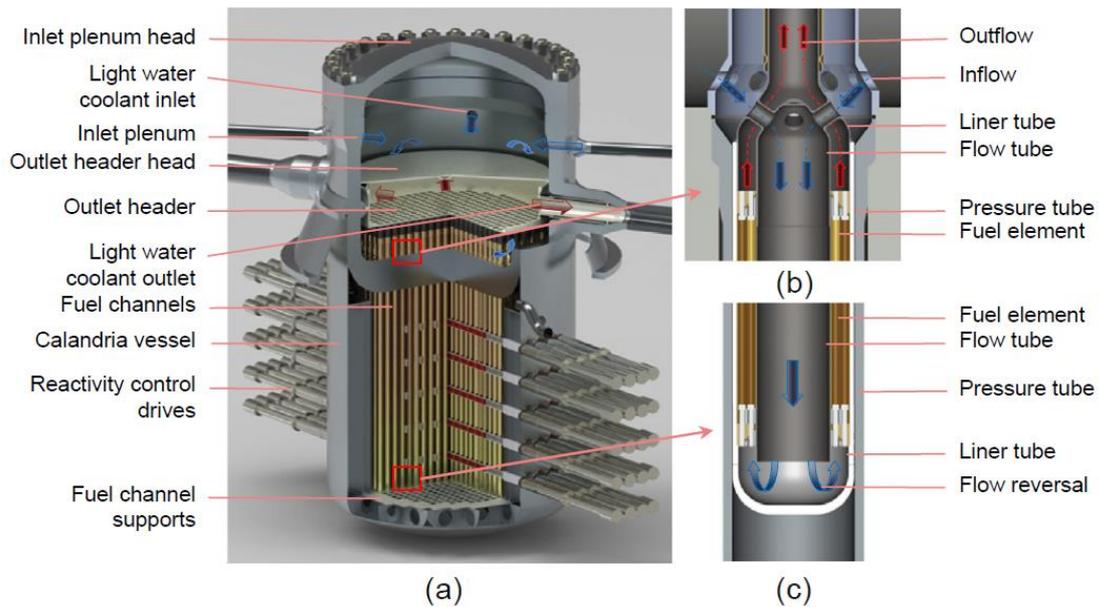


Figura 30. Concepto del núcleo de un SCWR canadiense. (a) Núcleo del reactor, (b) pieza cruzada, y (c) parte de debajo de un canal de combustible.

El refrigerante fluye hacia la cámara de entrada, alrededor del exterior del cabezal de salida (flechas azules), y luego ingresa a la extensión del tubo de presión a través de una serie de ranuras, hacia el conjunto de combustible a través de una pieza cruzada, hacia abajo a través de un tubo de flujo en el centro del conjunto de combustible, hacia arriba a través de los elementos de combustible y luego hacia afuera a través del cabezal de salida.

Aunque la cámara de entrada es un recipiente a presión, ninguno de los componentes está sujeto a campos de neutrones elevados; en consecuencia, el daño por irradiación no es una preocupación importante.

El canal de combustible consiste en el tubo de presión que se extiende hacia el moderador y una extensión que conecta el tubo de presión al cabezal de salida. Todas las partes internas del tubo de presión son parte del conjunto de combustible. El tubo de presión tiene un extremo abierto y un extremo cerrado (es decir, tiene forma de tubo de ensayo). Se inserta en una de las aberturas de la placa de tubos de la cámara de entrada con una soldadura de sellado entre la cámara de entrada de HP y la calandria LP.

Una extensión de tubo de presión está conectada al tubo de presión en la parte superior de la placa de tubos e incorpora varias aberturas cerca de la interfaz con el tubo de presión para permitir que el refrigerante ingrese al canal de combustible y posteriormente al conjunto de combustible. Estas aberturas actúan como orificios para controlar la cantidad de refrigerante que fluye hacia cada canal y para suprimir



la inestabilidad. El tamaño de estas aberturas se determina haciendo coincidir la salida de potencia del canal para proporcionar una temperatura de refrigerante de salida tan cercana a  $625\text{ }^{\circ}\text{C}$  como sea posible. La salida de la extensión del tubo de presión está unida a una junta de expansión de fuelle corrugado, que a su vez está soldada a la placa inferior del cabezal de salida. La junta de expansión de fuelle facilita el movimiento diferencial entre el cabezal de salida y el canal. Esta configuración de conexión permitiría el reemplazo de un solo canal, si es necesario.

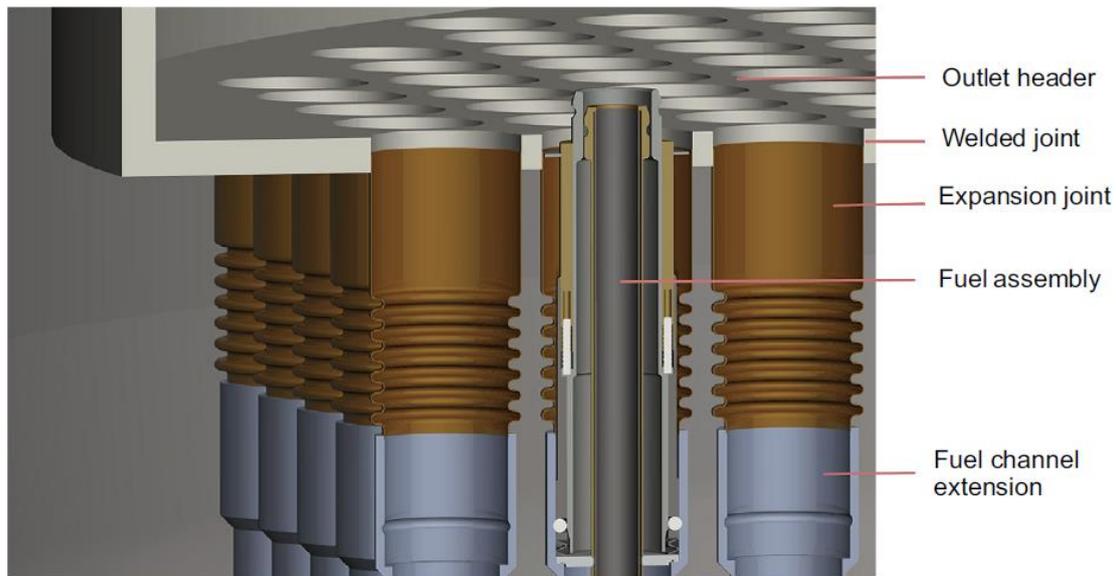


Figura 31. Conexión del canal de combustible al cabezal de salida.

El recipiente de calandria es un recipiente de LP que contiene el moderador de agua pesada, canales de combustible, mecanismos de control de reactividad y dispositivos de apagado de emergencia. Las estructuras internas incluyen soportes laterales para los canales de combustible, guías del mecanismo de control de reactividad y canales de flujo que aseguran la circulación del moderador. Se elige agua pesada a bajas presiones y bajas temperaturas para el moderador debido a su baja absorción de neutrones en comparación con el agua ligera. Se incluye un moderador adicional que rodea el núcleo, que actúa como un reflector de neutrones y blindaje. La placa de tubos de la cámara de entrada se encuentra a  $0,75\text{ m}$  sobre el núcleo, protegiendo el material de la cámara del daño por radiación. Los mecanismos de control de reactividad ubicados a los lados del núcleo están protegidos, como mínimo, con un volumen similar de moderador y con una cantidad creciente en la línea central del reactor debido a la curvatura del vaso calandria. El moderador funciona a temperaturas subenfriadas usando un sistema de recirculación bombeado, pero en caso de un apagón de la estación, el calor de descomposición del núcleo se elimina pasivamente mediante el uso de un circuito de circulación natural impulsado por parpadeo. Las boquillas de entrada y salida para estos sistemas están ubicadas por



encima del núcleo, asegurando que la calandria no se drene debido a una ruptura de la tubería.

### 4.5.3 Combustible

#### a) Recipiente a presión

El tipo de recipiente a presión de SCWR puede usar  $UO_2$  en un ciclo de combustible continuo, con un enriquecimiento de 5-7%, o combustible de óxido mixto (MOX) si el plutonio se recicla en un ciclo de combustible cerrado. En el caso de un espectro de neutrones térmicos, el uso de combustible MOX es opcional como en un PWR o BWR convencional. Sin embargo, debido a que las temperaturas más altas del SCWR requieren revestimientos de combustible de acero inoxidable en lugar de revestimientos de Zircalloy, el enriquecimiento es típicamente un 2% más alto que para los reactores convencionales refrigerados por agua para compensar la absorción adicional de níquel por neutrones. Por lo tanto, el uso de combustible MOX podría ser más económico para reciclar el combustible de descarga residual.

#### b) Tubo a presión

El combustible de referencia para el tipo de tubo de presión de SCWR es una mezcla de torio y plutonio (que se extrae del combustible del reactor de agua ligera gastada). En promedio, el porcentaje en peso de plutonio es del 13% en el combustible. Con la alta economía de neutrones del moderador de agua pesada, también se pueden acomodar otras mezclas de combustible. Los estudios han demostrado la viabilidad de usar uranio poco enriquecido (LEU) del 7% ; una mezcla de LEU al 7.5% con Th; una mezcla de transuránicos al 21% en peso con Th; o una mezcla de Pu al 8%, Th y  $^{233}U$  (al 2% en peso) extraída del combustible SCWR.

#### c) Espectro de neutrones rápido

En el caso de un espectro de neutrones rápido, el combustible MOX se ha propuesto con una concentración promedio de plutonio fisionable de aproximadamente 20%. Dicho combustible se puede producir al reciclar el combustible gastado de los LWR con el proceso de extracción de uranio-uranio con plutonio (PUREX), una tecnología de ciclo de combustible maduro.

### 4.5.4 Seguridad

#### a) Sistema de seguridad en un concepto de reactor supercrítico refrigerado por agua a presión



Para un diseño de recipiente a presión del SCWR, existen varios requisitos comunes del sistema de seguridad que pueden tomarse directamente de los diseños PWR o BWR sin modificaciones significativas. Estos son

- el sistema de apagado del reactor mediante barras de control o mediante un sistema de inyección de boro como segundo sistema de apagado de buzos,
- aislamiento de contención mediante válvulas de aislamiento de contención activas y pasivas en cada línea que penetran la contención para cerrar la tercera barrera en caso de accidente,
- limitación de presión de vapor por válvulas de alivio de presión,
- despresurización automática de las líneas de vapor en una piscina dentro de la contención a través de spargers para cerrar el circuito de refrigerante dentro de la contención en caso de aislamiento de la contención,
- un sistema de inyección de refrigerante para rellenar el refrigerante en el recipiente a presión después de la liberación intencional o accidental de refrigerante en la contención,
- un grupo de supresión de presión para limitar la presión dentro de la contención en caso de liberación de vapor dentro de la contención, y
- Un sistema de eliminación de calor residual para el enfriamiento a largo plazo de la contención.



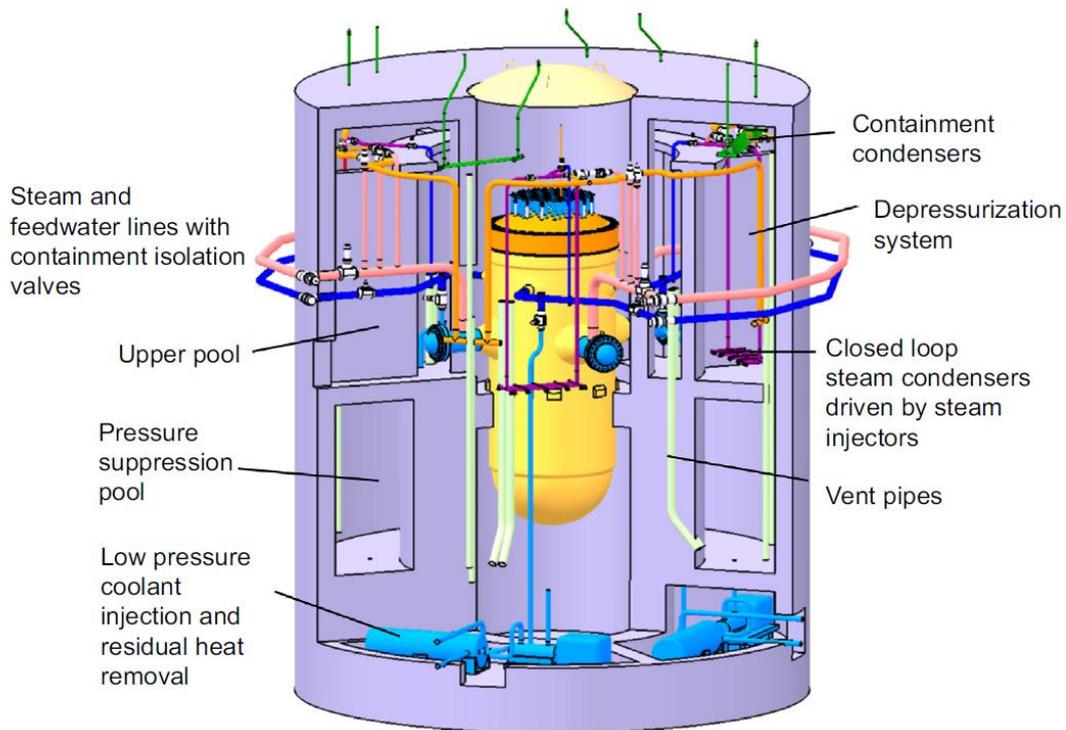


Figura 32. Contención compacta para HPLWR.

Un ejemplo de contención con tales sistemas de seguridad es la contención compacta HPLWR, con un diámetro interno de 20 m y una altura interna de 23.5 m. La contención cilíndrica del hormigón pretensado está diseñada para una presión interna de 0.5 MPa. Contiene el recipiente de presión del reactor, una piscina de supresión de presión anular con 900 m<sup>3</sup> de agua y 500 m<sup>3</sup> de nitrógeno, cuatro piscinas superiores con un volumen total de agua de 1121 m<sup>3</sup> y un volumen de gas de pozo seco de 2131 m<sup>3</sup>. Cuatro líneas de alimentación de agua con válvulas de retención y cuatro líneas de vapor con válvulas de aislamiento de contención, cada una dentro y fuera de la contención, conectan el reactor con el ciclo de vapor. Estas válvulas están diseñadas con un tiempo de carrera de 3 s, cierre activo y pasivo. Cuatro sistemas de despresurización automática (ADS), cada uno equipado con dos válvulas de alivio de seguridad y dos válvulas de despresurización, abren una sección transversal de flujo de 110 cm<sup>2</sup> cada una a ocho rociadores en las piscinas superiores.

Debajo del grupo de supresión de presión, cuatro bombas de inyección de refrigerante LP redundantes y separadas, con una presión de salida de al menos 6 MPa y un caudal máximo de 180 kg / s cada una, suministran refrigerante del grupo de supresión de presión a través de un intercambiador de calor para calor residual extracción y mediante una válvula de retención a la línea de agua de alimentación. Las tuberías de desbordamiento de las piscinas superiores a la piscina de supresión de presión cierran el circuito de refrigerante dentro de la contención. Dieciséis tubos



de ventilación para supresión de presión en la contención conectan el pozo seco con la piscina de supresión de presión.

Cuatro condensadores de emergencia están conectados con las cuatro líneas de vapor y con las cuatro líneas de agua de alimentación que cuelgan desde la parte superior en las piscinas superiores. Por ejemplo, el flujo a través de estos condensadores es impulsado por un inyector de vapor. Además, hay cuatro condensadores de contención montados en el techo del pozo seco, que están conectados en su lado secundario a piscinas por encima de la contención. Su lado secundario está permanentemente abierto para que el vapor en la contención pueda condensarse tan pronto como se haya alcanzado la temperatura de saturación en las piscinas y la presión de contención comience a aumentar, en el improbable caso de que el disipador de calor de la eliminación de calor residual El sistema no está disponible. Las tuberías de conexión abiertas desde el techo hasta las piscinas de supresión de presión permiten una descarga de hidrógeno desde el pozo seco. A su vez, la piscina de supresión de presión se puede ventilar a la pila a través de un aerosol y un filtro de yodo.

Fuera de la contención, un sistema de intoxicación por boro en la parte superior de la contención con un tanque de aproximadamente 10 m<sup>3</sup> de B-10 con una concentración de 20-25% está conectado con las líneas de agua de alimentación por dos líneas que incluyen bombas. Sirve como el segundo sistema de apagado redundante.

#### **b) Sistema de seguridad en el concepto SCWR canadiense**

El enfoque de seguridad adoptado para el concepto SCWR canadiense sigue el de los reactores avanzados en que se utilizan múltiples niveles de sistemas de seguridad independientes y diversos como defensa en profundidad y se adoptan sistemas de seguridad pasivos para una mayor confiabilidad. Uno de los principales objetivos de desarrollo del concepto canadiense SCWR es mejorar la seguridad de manera que el riesgo de daños en el núcleo y la liberación de materiales radiactivos al medio ambiente se reduzca significativamente. Las características únicas del concepto basado en tubos de presión permiten un equilibrio óptimo de las características de seguridad pasiva en los sistemas moderadores para la eliminación de calor de emergencia (por ejemplo, un evento de apagón prolongado de la estación) y una combinación de sistemas de seguridad activa y pasiva en el sistema de enfriamiento principal. Los componentes del sistema primario se seleccionan para proporcionar rutas de eliminación de calor de decaimiento múltiples y redundantes; Estos conceptos de defensa en profundidad reducen considerablemente el riesgo de la planta sobre los reactores existentes. Además, hay una mejora transformadora en el riesgo de daño del núcleo al incluir una vía de eliminación de calor por decaimiento pasivo adicional para emergencias. Esta capacidad es posible a través de una combinación de un sistema de enfriamiento



moderado por circulación natural, el concepto de ensamblaje de combustible, el concepto de canal de combustible y la transferencia directa de calor por radiación desde el combustible al revestimiento aislante.

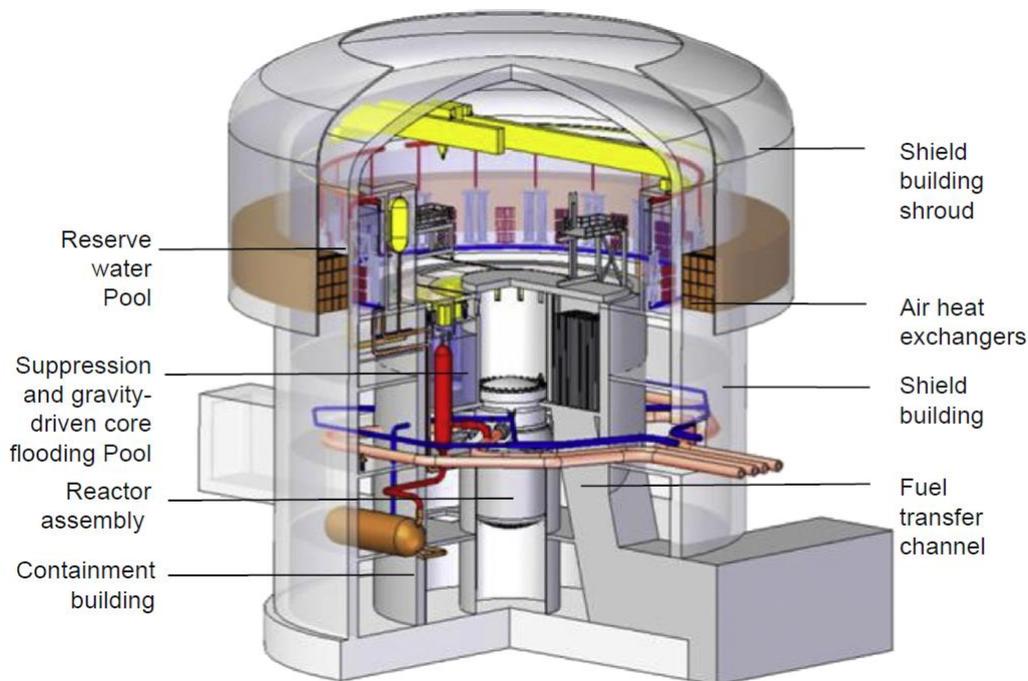


Figura 33. Sistema de seguridad dentro del edificio del reactor en un SCWR canadiense.

### Piscina de contención

La función principal de la piscina de contención es proporcionar un volumen de agua hacia el que fluye el vapor desde el ADS para que se puedan suprimir los accidentes a gran escala por pérdida de refrigerante (LOCA). Además, la piscina de contención proporciona un flujo de agua por gravedad a la cámara de entrada del reactor para reemplazar el inventario perdido durante un LOCA y la posterior ebullición del calor de descomposición. Esta piscina consiste en un tanque de forma anular y está ubicada en el edificio de contención sobre el reactor. Se divide en dos secciones para reflejar la simetría bilateral del reactor y los sistemas de seguridad, y cada mitad funciona independientemente del otro.

### Sistema de despresurización automática

El ADS consta de varias válvulas a través de las cuales el reactor puede despresurizarse rápidamente. También proporciona protección contra sobrepresión al reactor y las tuberías de salida. Los bancos de válvulas están ubicados en el túnel de vapor del edificio de contención, con el flujo de descarga

### Sistema de inundación del núcleo por gravedad



El sistema de inundación del núcleo por gravedad consiste en una tubería que conecta la piscina de contención a la tubería de refrigerante de la pierna fría del reactor. Una válvula de retención permite que el reactor opere a su presión de operación, pero permite que el agua fluya hacia el reactor desde la piscina de contención en condiciones de accidente.

Para garantizar la eliminación del calor de descomposición a largo plazo en caso de una ruptura de la tubería dentro del túnel de vapor del edificio de contención, el volumen de la piscina de contención excede el del túnel de vapor. Debido al sello entre el reactor y el piso del túnel de vapor, el refrigerante se acumulará dentro del túnel de vapor, con vapor condensado y devuelto a la piscina de contención. Con el túnel de vapor lleno de agua de la piscina de contención, quedará un nivel suficiente en la piscina de contención para cubrir tanto las boquillas de supresión como la tubería de entrada del sistema de inundación del núcleo por gravedad. Esta característica elimina la necesidad de un sistema de bombeo activo y otros componentes relacionados (por ejemplo, filtros de sumidero).

#### **Condensadores de aislamiento**

La función principal de los condensadores de aislamiento (IC) es eliminar pasivamente el calor sensible y la descomposición del núcleo del reactor, evitando la sobrepresión del reactor, y servir como un sistema de enfriamiento a largo plazo en condiciones de apagón de la estación. Los intercambiadores de calor IC se conectan con la tubería de refrigerante del reactor y eliminan el calor del reactor depositándolo en la piscina de agua de reserva.

#### **Piscina de agua de reserva**

La función principal de la piscina de agua de reserva es servir como amortiguador entre los sistemas de seguridad pasivos y el último disipador de calor. La gran masa de agua disponible en la piscina permite que el calor sea absorbido y posteriormente eliminado por los intercambiadores de calor del aire atmosférico o por evaporación.

La piscina está ubicada en la sección superior del edificio del escudo y ocupa un espacio anular contra la pared exterior del edificio. Se divide en dos secciones, cada sección alberga un tren de circuitos integrados y el sistema pasivo de enfriamiento del moderador (PMCS). Todas las áreas de intercambio de calor de los circuitos integrados y los intercambiadores de calor con moderador pasivo se encuentran en la mitad inferior de la piscina. El recinto de la piscina está equipado con una ventilación filtrada a la atmósfera para permitir la liberación de vapor de agua. Los niveles de la piscina se pueden mantener de forma remota por medio de una línea de llenado conectada a un suministro de emergencia externo, como el agua del lago o un camión de agua.



### **Intercambiadores de calor atmosférico**

La función principal de los intercambiadores de calor del aire atmosférico es rechazar el calor de la piscina de agua de reserva a la atmósfera. Aunque no se considera como un sistema de seguridad, los intercambiadores de calor sirven para extender el período de tiempo en el que la piscina de agua de reserva puede funcionar como un disipador de calor antes de la intervención bajo un régimen de calor de descomposición del núcleo alto. Con un régimen de calor de decaimiento del núcleo más bajo, los intercambiadores de calor del aire atmosférico pueden rechazar toda la carga de calor, extendiendo indefinidamente el punto de intervención.

### **Sistema de enfriamiento pasivo moderador**

La función principal de los intercambiadores de calor del aire atmosférico es rechazar el calor de la piscina de agua de reserva a la atmósfera. Aunque no se considera como un sistema de seguridad, los intercambiadores de calor sirven para extender el período de tiempo en el que la piscina de agua de reserva puede funcionar como un disipador de calor antes de la intervención bajo un régimen de calor de descomposición del núcleo alto. Con un régimen de calor de decaimiento del núcleo más bajo, los intercambiadores de calor del aire atmosférico pueden rechazar toda la carga de calor, extendiendo indefinidamente el punto de intervención.

Los intercambiadores de calor de aire atmosférico consisten en una serie de intercambiadores de calor tipo placa ubicados en la periferia del edificio de protección. Estos intercambiadores están encerrados en una cubierta, que forma una chimenea para aumentar aún más el flujo de aire impulsado por la gravedad. Para minimizar el número de penetraciones en el edificio del escudo, los intercambiadores de calor se agrupan y se conectan a los cabezales comunes de las piernas calientes y las piernas frías. Las válvulas están ubicadas en los cabezales de las piernas caliente y fría y están cerradas bajo condiciones normales de operación del reactor para evitar la congelación en climas fríos.

En condiciones de accidente, con las válvulas abiertas, se extrae agua de la superficie superior de la piscina, se deja enfriar en el intercambiador de calor y se devuelve al fondo de la piscina mediante una corriente de convección accionada por gravedad. Del mismo modo, el aire más frío se extrae a través de los intercambiadores de calor desde la parte inferior de la cubierta, y el aire caliente se escapa por la parte superior de la cubierta.



## 4.6 VHTR (Very High Temperature Reactor)

### 4.6.1 Introducción

El VHTR, o HTGR (High Temperature Gas-cooled reactor), es un reactor térmico que usa grafito como moderador, helio como refrigerante y combustible TRISO. Es el siguiente paso en el desarrollo evolutivo de reactores refrigerados por gas a alta temperatura y puede suministrar calor nuclear y electricidad en un rango de temperaturas de salida del núcleo entre 700 y 950 °C, y potencialmente más de 1000 °C en el futuro.

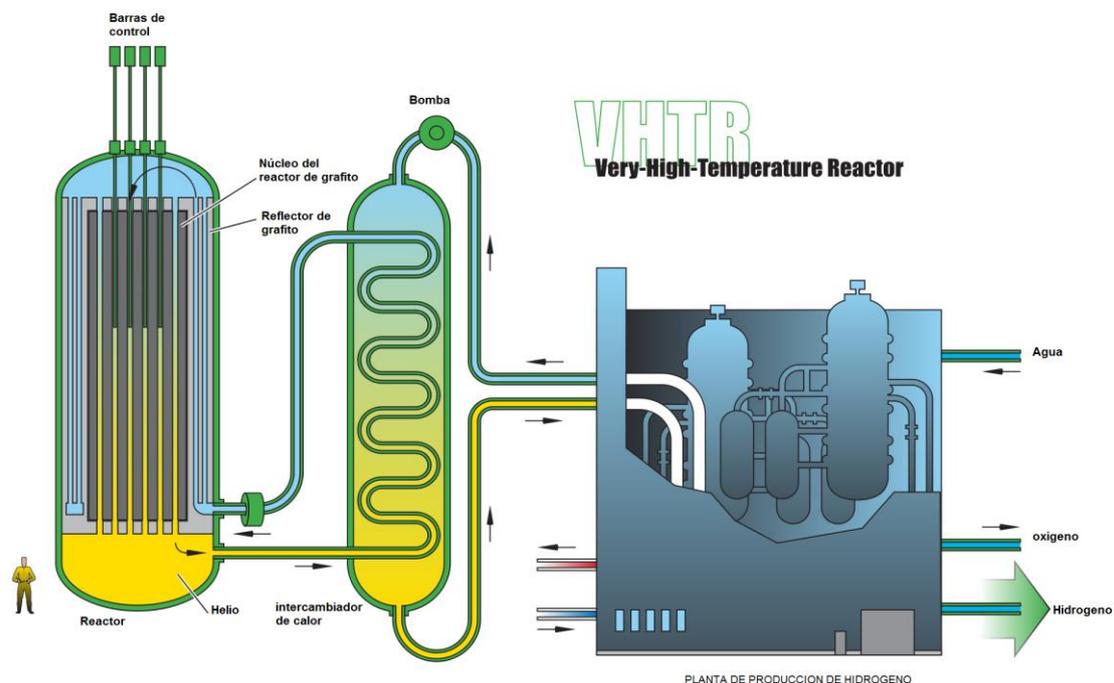


Figura 34.

Las principales ventajas de esta tecnología son:

- La temperatura máxima alta, que aumenta la eficiencia eléctrica neta (es decir, la relación entre MW de electricidad entregada a la red y MW de energía térmica producida) y promueve la adopción del ciclo de Brayton de helio directo (sin intercambiador de calor).
- La disponibilidad de fluidos a alta temperatura para producir hidrógeno o para otras aplicaciones industriales cogenerativas.



El helio es un gas inerte radiológicamente y químicamente, estable en todas las condiciones termodinámicas relevantes. El grafito tiene una alta conductividad térmica y una capacidad térmica específica elevada, lo cual es útil en situaciones accidentales porque ralentiza las transiciones.

El VHTR es de interés para la generación de energía de alta eficiencia, incluso en regiones áridas, y para la cogeneración de electricidad y calor de proceso. Debido a la alta eficiencia de la cogeneración, el VHTR puede reducir en gran medida la emisión de CO<sub>2</sub> y contaminantes nocivos producidos por la combustión de combustibles fósiles en las centrales eléctricas y la industria, y así mejorar la seguridad del suministro de energía en aquellos países donde esto es un problema.

Los reactores experimentales, como el Reactor de prueba de ingeniería de alta temperatura (HTTR) (Japón, 30 megavatios térmicos [MW<sub>th</sub>]) y HTR-10 (China, 10 MW<sub>th</sub>), respaldan el desarrollo de este concepto de reactor avanzado, junto con la cogeneración de electricidad e hidrógeno y otras aplicaciones de calor nuclear.

#### 4.6.2 *Diseño del reactor*

La tecnología VHTR tiene dos tipos principales de diseño de núcleo:

- Núcleo prismático y
- Núcleo de lecho de bolas (pebble-bed, PB)

Aunque la forma de los elementos de combustible son diferentes, las bases técnicas para ambas configuraciones son las mismas.

La principal diferencia entre los reactores de núcleo prismático y los de núcleo de lecho de bolas reside en el método de empaquetado de las partículas de combustible TRISO y su posterior carga en el núcleo.

Para el combustible de reactores VHTR de núcleo de lecho de bolas, miles de estas partículas se envuelven en una matriz de grafito, formando una esfera de 6 cm, el tamaño aproximado de una pelota de tenis. Para los reactores de núcleo prismático, las partículas se empaquetan en una matriz de grafito en forma de cilindro hueco, de 39mm de altura, un diámetro de 26mm y un espesor de 8mm.

Un núcleo de lecho de bolas contiene una gran cantidad de bolas de combustible (27000 en el núcleo del reactor experimental HTR-10), y el helio usado como refrigerante fluye en el volumen vacío formado en la pila de guijarros. Por otro lado,



un núcleo prismático contiene muchos bloques de grafito hexagonal (150 en el núcleo HTR) en el que se incrustan los compactos de combustible y el refrigerante de helio fluye en los canales provistos en el bloque. Ambos núcleos están rodeados por un reflector de grafito y encerrados en un recipiente a presión de acero. Las barras de control de reactividad (RCR) se insertan desde arriba del recipiente a presión del reactor (RPV).

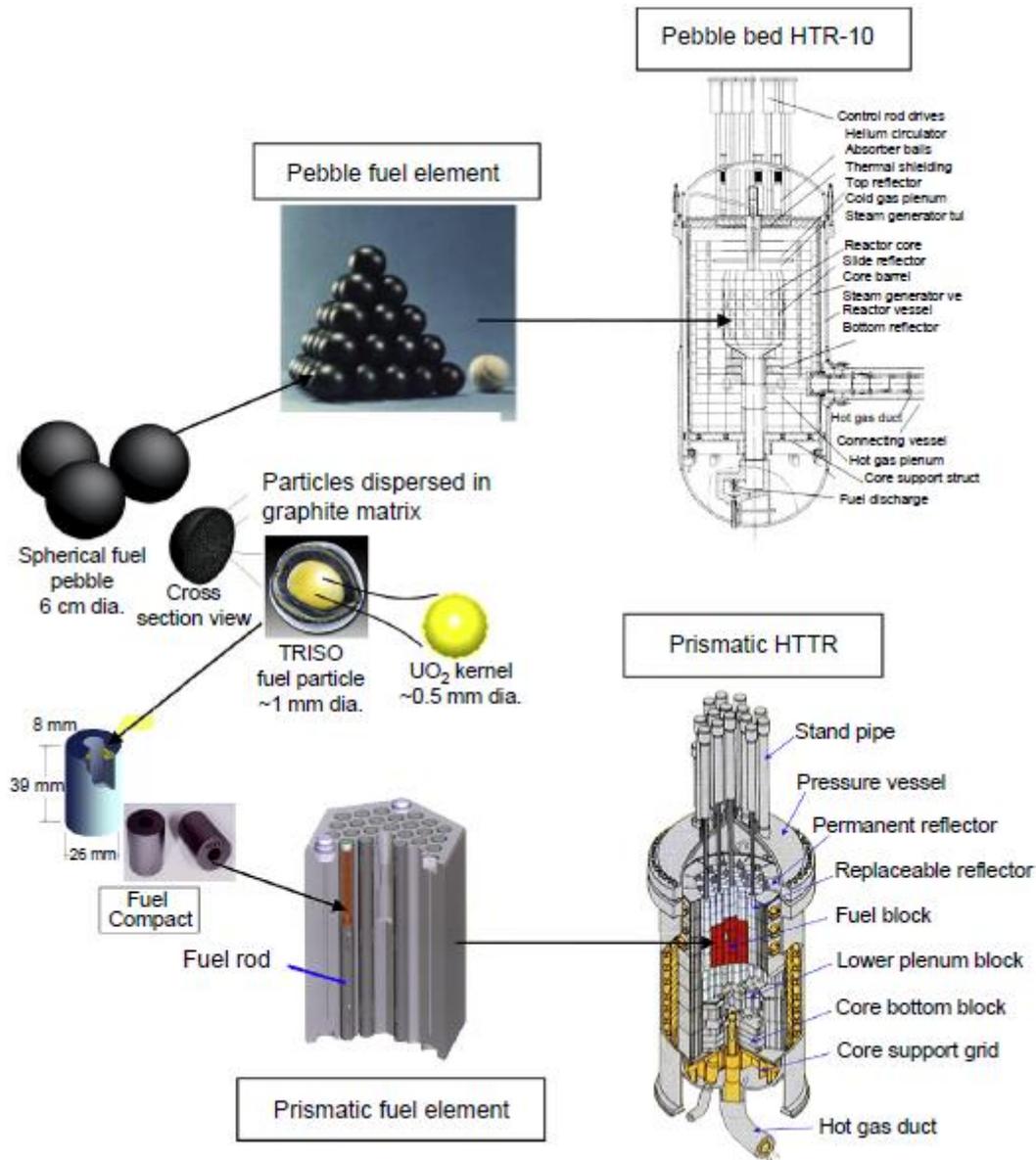


Figura 35. Diseño de núcleo de lecho de bolas y diseño de núcleo prismático.

### a) Reactores de núcleo prismático

El principal exponente de los reactores VHTR de núcleo prismático es el reactor experimental HTTR.

El núcleo cilíndrico consta de columnas de bloques de grafito hexagonal extraíbles. Treinta de las columnas son columnas de combustible apiladas en cinco bloques de altura. Las clavijas se usan para alinear bloques de combustible en una columna. Hay un total de 150 bloques de combustible de diferentes enriquecimientos de uranio como se identifica en la tabla incluida en la figura. Las otras columnas en el núcleo son columnas de guía para la inserción de las barras de control de reactividad, que forman el sistema de parada del núcleo reservado. En la parte más externa, las columnas de guía se intercalan con reflectores reemplazables de grafito. Finalmente, un anillo de bloques reflectores permanentes de grafito rodea el núcleo central.

Las barras de control, que contienen carburo de boro ( $B_4C$ ), se mueven dentro y fuera del núcleo desde la parte superior del recipiente a presión. Estas barras se usan para el ajuste y el apagado de la potencia del núcleo, además de compensar la reactividad debido a los cambios en la temperatura del núcleo, el consumo de combustible y la concentración de productos de fisión como  $^{149}Sm$  y  $^{135}Xe$  con grandes secciones transversales de absorción de neutrones. El sistema de parada del núcleo reservado se proporciona como respaldo para el apagado del reactor con la liberación de gránulos de  $B_4C$  en los canales perforados en los bloques de la barra de control. Todo el núcleo está fijado por el mecanismo de soporte lateral desde el lado externo del reflector permanente hasta la pared interna del RPV. El RPV está hecho de acero de baja aleación de 2.25 Cr-1 Mo y tiene un tamaño de 5.5 m de diámetro y 13.2 m de altura.



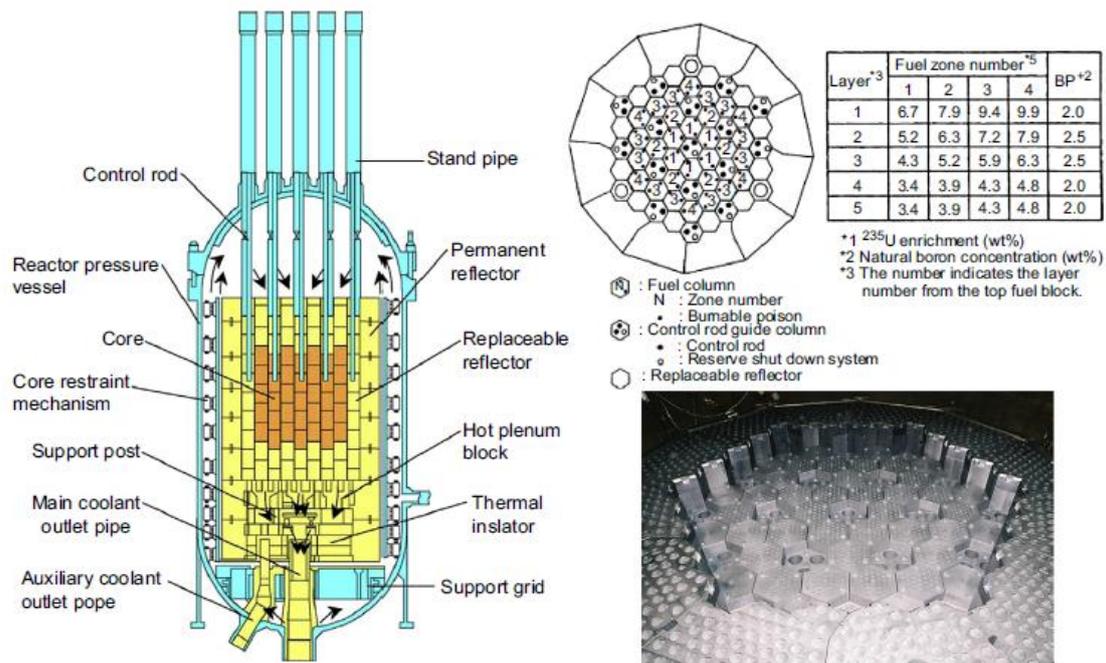


Figura 36. Diseño del reactor experimental HTTR.

A diferencia de los reactores de prueba, como el HTTR, el diseño de reactores de escala comercial más grande tiende a seleccionar la configuración de núcleo activo anular, en lugar de cilíndrico, principalmente para minimizar la temperatura del combustible en caso de enfriamiento por conducción pasiva del núcleo. Esta elección de diseño se destaca por el diseño del reactor GTHTTR300.

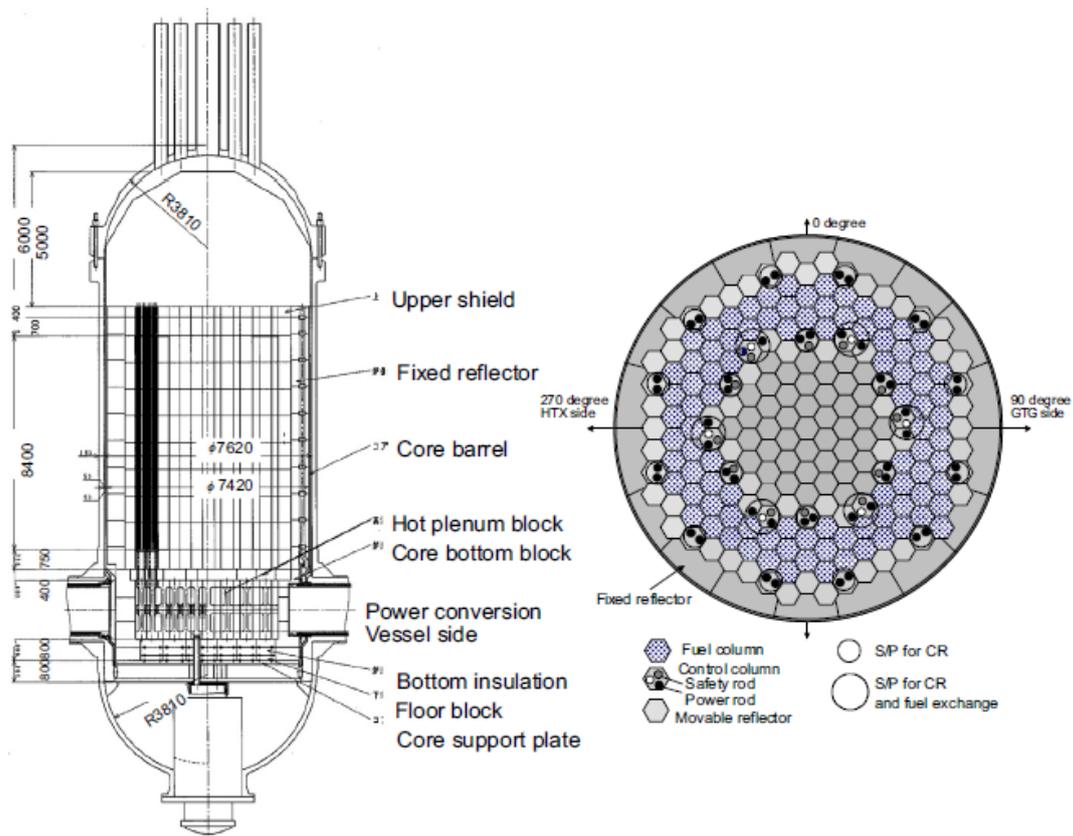


Figura 37. Diseño del núcleo prismático del reactor GTHTR300.

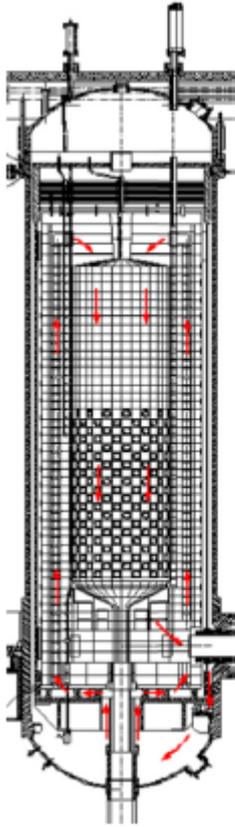
El núcleo anular del reactor GTHTR300 consta de 90 columnas de combustible con cada columna apilada de 8 bloques de combustible hexagonales de altura y está tapada en la parte superior e inferior con bloques reflectores. El núcleo activo está rodeado por columnas reflectoras de grafito laterales interior y exterior, algunas de las cuales también sirven como columnas de guía de barra de control. El núcleo está encerrado por un barril de núcleo de acero, que a su vez está alojado en el RPV de acero. El refrigerante ingresa al reactor a través de la tubería interna del conducto coaxial horizontal a la izquierda del recipiente y se desplaza hacia arriba en los canales de flujo incrustados en el reflector lateral externo, gira en el pleno superior del núcleo, luego fluye hacia abajo en el núcleo activo y luego sale al pleno inferior del núcleo, y finalmente sale a través del tubo interno del conducto coaxial horizontal a la derecha del RPV.

#### b) Reactores de núcleo de lecho de bolas

Con una potencia térmica relativamente pequeña ( $250 \text{ MW}_{\text{th}}$  por unidad de reactor), el HTR-PM todavía permite el uso de un núcleo cilíndrico de lecho de bolas. El núcleo activo tiene 3 m de diámetro y 11 m de altura y contiene un montón suelto de aproximadamente 420000 piedras esféricas de combustible. La geometría del núcleo se mantiene mediante reflectores laterales de grafito y ladrillos de carbono.



Las bolas se recirculan continuamente hacia abajo a través del núcleo más de una docena de veces utilizando una línea neumática de transporte de combustible. La piedra del combustible gastado se descarga a través del tubo central inferior del núcleo y se transporta al tanque de almacenamiento de combustible gastado.



Parameter	Unit	Value
Reactor total thermal power	MW <sub>t</sub>	2 × 250
Rated electrical power	MW <sub>e</sub>	210
Average core power density	MW/m <sup>3</sup>	3.22
Electrical efficiency	%	42
Primary helium pressure	MPa	7
He temperature at reactor inlet/outlet	°C	250/750
Helium flow rate	kg/s	96
Heavy metal loading per fuel element	g	7
Enrichment of fresh fuel element	%	8.5
Active core diameter	m	3
Equivalent active core height	m	11
Diameter of the RPV	m	~6.0
Number of fuel elements in a module		420,000
Number of fuel cricle in the core		15
Average burnup	GWd/tU	90
Main steam pressure	MPa	13.9
Main steam temperature	°C	571
Main feedwater temperature	°C	205
Feedwater flow rate for a module SG	kg/s	98

Figura 38. Diseño del núcleo de lecho de bolas de un HTR-PM.

Se proporcionan dos sistemas de control de reactividad en el reflector lateral. Uno consta de ocho RCR que se insertan para regular la reactividad del núcleo para la modulación de potencia y para apagar el reactor en condiciones de calor, y el otro consta de 22 pequeñas unidades de apagado de la esfera de absorción utilizadas para proporcionar un apagado de respaldo y mantener el apagado en frío. Además, se proporcionan 30 pozos de gas en el área exterior del reflector lateral como canales de flujo de refrigerante. La estructura de soporte central consta de un barril central de acero, una estructura de soporte inferior de acero y un escudo térmico superior. Es compatible con la estructura cerámica del núcleo del lecho de guijarros mediante la transferencia de varias cargas al RPV. Durante la operación, el área anular entre el RPV y el barril central se llena con helio frío para garantizar que la temperatura del recipiente a presión no exceda la limitación.



### 4.6.3 Combustible

La partícula recubierta con TRISO es el combustible estándar utilizado hoy en día. La tecnología del combustible de partículas TRISO se ha establecido para el tipo de núcleo  $UO_2$  a escala de producción comercial en Alemania, China y Japón y para el tipo de núcleo UOC a escala de producción piloto en los Estados Unidos. Francia, Corea y Sudáfrica han seguido programas de desarrollo de tecnología de combustible que incluyen fabricación de combustible y pruebas de irradiación.

#### a) Ciclo de combustible

Los VHTR ofrecen varias opciones de ciclo de combustible. Por lo general, se usa uranio poco enriquecido (<20%) como en HTTR y HTR-10, los cuales seleccionan la forma de combustible de dióxido de uranio ( $UO_2$ ). Una forma alternativa de uranio, el oxocarburo (UOC), se encuentra actualmente en desarrollo.

También se han operado varias formas de combustible de torio en los reactores.

Existen más opciones de combustible, pero requieren desarrollo. Se han estudiado los ciclos de combustible que pueden destruir eficazmente el plutonio apto para armas y transmutar actínidos menores mientras se dedican a la producción de energía.

El combustible gastado puede eliminarse directamente o reciclarse. En el caso de la eliminación directa, la separación y la reducción de las corrientes de desechos podrían realizarse antes de la eliminación. Los bloques de grafito separados se pueden tratar y reutilizar. Los productos de fisión y los actínidos separados se pueden confinar en matrices estables, como los vidrios. En el caso del reciclaje, la separación mecánica del combustible gastado se compacta del bloque de grafito a granel, las corrientes pulsadas para liberar las partículas de combustible del compacto y la posterior eliminación de las capas de revestimiento cerámico por oxidación a alta temperatura o por carboclorinación para acceder a los núcleos de partículas gastadas ha sido estudiado.

El combustible es resistente a la proliferación. La estructura TRISO no solo dificulta el acceso ilícito a los isótopos del núcleo del combustible gastado, sino que también el alto objetivo de quemado en los sistemas comerciales dejará pequeños y pobres isótopos en el combustible gastado, de modo que requeriría la desviación de grandes cantidades de material para plantear un riesgo nuclear.



## 4.6.4 Seguridad

La seguridad en los VHTR se basa en tres características de diseño inherentes:

1. La partícula de combustible recubierta de cerámica, que mantiene la integridad de la contención para productos de fisión bajo un límite de temperatura de diseño de 1600 °C;
2. El refrigerante de helio que es químicamente inerte y, por lo tanto, está ausente de la generación de gas explosivo o cambio de fase; y
3. El núcleo estructurado y moderado de grafito, que tiene características de coeficiente de reactividad negativo, baja densidad de potencia y alta conductividad térmica.

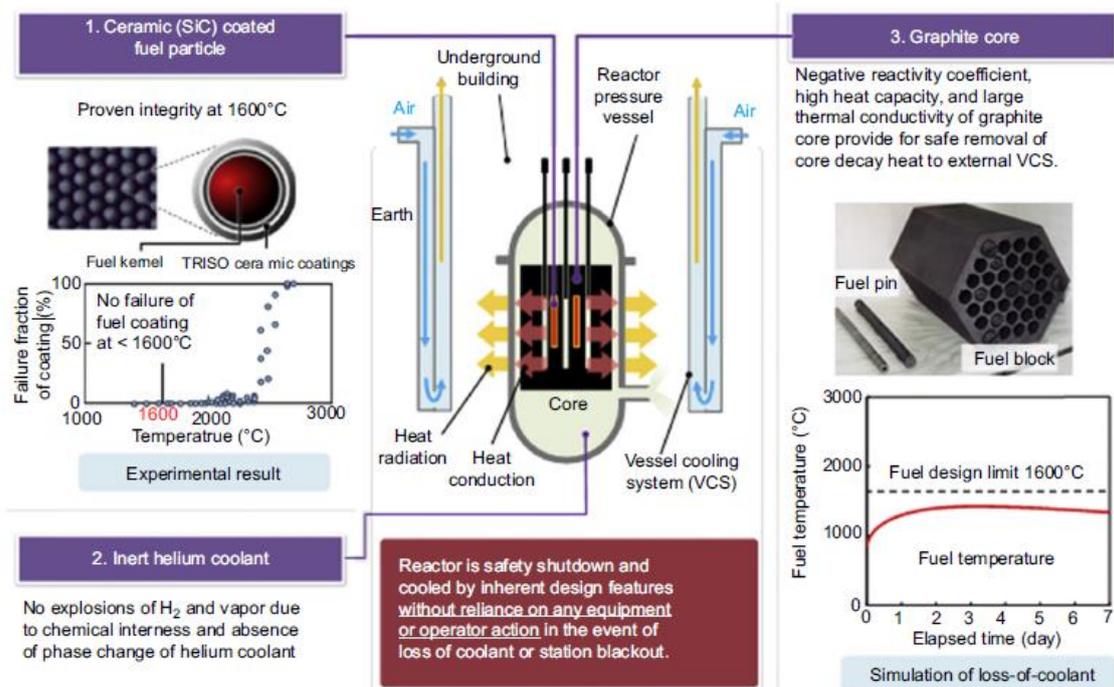


Figura 39. Características inherentes de seguridad del VHTR.

Debido a estas características, el núcleo del reactor VHTR, ya sea de geometría prismática o de lecho de guijarros, puede eliminarse del calor de descomposición por conducción térmica a través del núcleo de grafito al RPV y luego, en el caso del diseño GTHT300, por radiación de calor a un sistema de enfriamiento de vasija de circulación natural. Dicho proceso de eliminación del calor de descomposición es capaz de evitar que el combustible exceda su límite de temperatura de diseño durante un período de días o meses si es necesario, sin depender de ninguna acción



del equipo o del operador, incluso en accidentes tan graves como la pérdida de refrigerante o el apagón de la estación





## 4.7 Tabla resumen de los reactores de IV Generación

En la siguiente tabla se resumen las seis tecnologías de Generación IV consideradas por el GIF.

Tabla 2. Resumen de los reactores de Generación IV.

RESUMEN DE LOS REACTORES DE GENERACIÓN IV									
	ESPECTRO	REFRIGERANTE	T ( ° C)	PRESIÓN	COMBUSTIBLE	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	CICLO COMBUSTIBLE	USOS	FASE DESARROLLO
<b>GFR</b>	Rápido	Helio	850	7 MPa	<sup>238</sup> U/MOX	200/800	Cerrado avanzado	Electricidad Hidrógeno	Viabilidad
<b>LFR</b>	Rápido	Plomo-Bismuto	500-800	1 atm	<sup>238</sup> U/MOX	20/600	Cerrado avanzado	Electricidad Hidrógeno	Ejecución
<b>MSR</b>	Térmico/rápido	Sal de Fluoruro/Sal de fluoruro fundido	700-800	Baja	UO <sub>2</sub> partículas TRISO/UF <sub>4</sub> en sal fundido en el refrigerante	100/1300	Cerrado avanzado	Electricidad Hidrógeno	Viabilidad
<b>SFR</b>	Rápido	Sodio	550	1 atm	<sup>238</sup> U/MOX	50/1200	Cerrado avanzado	Electricidad	Ejecución
<b>SCWR</b>	Térmico/rápido	Agua	510-550	25 MPa	UO <sub>2</sub> /PuO <sub>2</sub> /ThO <sub>2</sub>	100/1700	Cerrado/Cerrado avanzado	Electricidad	Ejecución
<b>VHTR</b>	Térmico	Helio	1000	3-4 MPa	UO <sub>2</sub> /ThO <sub>2</sub>	600	Cerrado	Electricidad Hidrógeno	Ejecución



## 5 PEQUEÑOS REACTORES MODULARES (SMR)

Las palabras clave “pequeño” y “modular” hacen que los pequeños reactores modulares (SMR) sean diferentes al resto de los reactores nucleares. La palabra “pequeño” denota un tamaño reducido y, consecuentemente, una potencia menor que en otros reactores. Por otra parte, la palabra “modular” hace alusión a la construcción modular de sus componentes.

No existe una definición concreta para el límite superior de la potencia nominal de los SMR, pero generalmente se considera el límite en 300MW<sub>e</sub>.

Estos pequeños reactores, debido a su reducido tamaño y modularidad, presentan una serie de ventajas:

- Simplicidad de diseño;
- Sencillez: al no incluir complejos cambios respecto a los reactores convencionales, su uso y su gestión resultan sencillos;
- Flexibilidad de potencia: se puede aumentar la potencia de estos reactores añadiendo módulos a medida que la demanda energética aumenta, pudiendo llegarse a plantas multimodulares con altas potencias;
- Facilidad de transporte y manejo: al tratarse de módulos independientes, se permite el traslado de estos reactores mediante barcos, carretera o ferrocarril. Esta característica hace que los SMR sean idóneos para emplazamientos de difícil acceso;
- Menor inversión inicial: los SMR resultan mucho más económicos que los convencionales. Se estima que el valor de la inversión inicial en SMR es del orden de 10 veces menos que la de un PWR convencional;
- Facilidad de emplazamiento: al utilizar menores cantidades de agua para refrigeración, se reduce la dependencia de este recurso en comparación con las centrales nucleares. La cantidad de terreno necesario para emplazar una central de SMR también es considerablemente menor debido a su reducido tamaño;
- Alto nivel de seguridad inherente: los SMR utilizan factores de seguridad pasivos basados en los fenómenos de la naturaleza, como la circulación de refrigerante por gravedad o la transmisión de calor por convección, lo que permite una refrigeración indefinida sin acción del operador ni dependencia de la alimentación exterior o reposición de agua exterior.



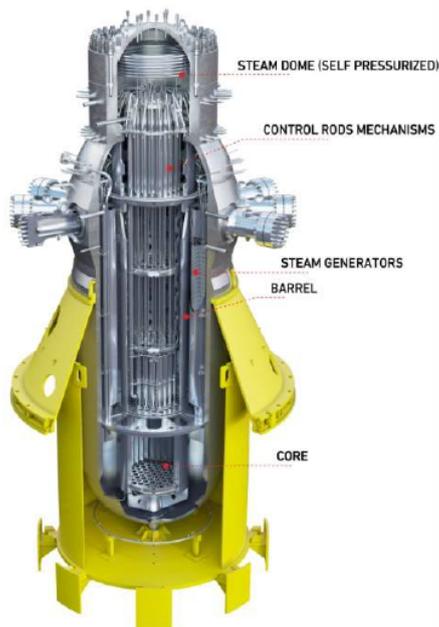
Gracias a las características ventajosas enumeradas, los SMR podrían suponer una solución para el futuro de la energía nuclear

Estos reactores no se incluyen en las tecnologías de Generación IV, puesto que sus diseños modifican tecnologías ya en uso. Se están desarrollando SMR para todas las líneas principales de reactores: reactores refrigerados por agua, reactores refrigerados por gas de alta temperatura, reactores refrigerados por gas, sodio y metal líquido con espectro de neutrones rápidos y reactores de sales fundidas. Las fuerzas impulsoras clave del desarrollo de SMR satisfacen la necesidad de generación de energía flexible para una gama más amplia de usuarios y aplicaciones, reemplazando las unidades antiguas de combustión fósil, mejorando el desempeño de seguridad y ofreciendo una mejor asequibilidad económica.

Muchos SMR están previstos para mercados de energía o electricidad de nicho donde los reactores grandes no serían viables. Los SMR podrían satisfacer la necesidad de generación de energía flexible para una gama más amplia de usuarios y aplicaciones, incluido el reemplazo de plantas de energía fósil envejecidas, proporcionando cogeneración para países en desarrollo con pequeñas redes eléctricas, áreas remotas y fuera de la red y habilitando sistemas híbridos de energía nuclear / renovable. A través de la tecnología de modularización, los SMR apuntan a la economía de la producción en serie con un tiempo de construcción más corto. Los SMR desplegables a corto plazo tendrán un rendimiento de seguridad comparable o mejor al de los diseños de reactores evolutivos.

Actualmente hay más de 50 diseños de SMR en desarrollo para diferentes aplicaciones. Tres SMR de demostración industrial se encuentran en etapa avanzada de construcción: en Argentina (CAREM, un PWR integral), en la República Popular de China (HTR-PM, un reactor refrigerado por gas de alta temperatura) y Rusia (KLT40s, una unidad de energía flotante).





MAJOR TECHNICAL PARAMETERS	
Parameter	Value
Technology developer, country of origin	CNEA, Argentina
Reactor type	Integral PWR
Coolant/moderator	Light water / light water
Thermal/electrical capacity, MW(t)/MW(e)	100/~30
Primary circulation	Natural circulation
System pressure (MPa)	12.25
Core inlet/outlet temperatures (°C)	284/326
Fuel type/assembly array	UO <sub>2</sub> pellet/hexagonal
Number of fuel assemblies	61
Fuel enrichment (%)	3.1% (prototype)
Fuel burnup (GWd/ton)	24 (prototype)
Fuel cycle (months)	14 (prototype)
Main reactivity control mechanism	Control rod driving mechanism (CRDM) only
Approach to engineered safety systems	Passive
Design life (years)	40
Plant footprint (m <sup>2</sup> )	Not available
RPV height/diameter (m)	11/3.2
RPV, internals and SGs weight (metric ton)	267
Seismic design	0.25
Distinguishing features	Core heat removal by natural circulation, pressure suppression containment
Design status	Under construction (as prototype)

Figura 40. Reactor SMR CARAM



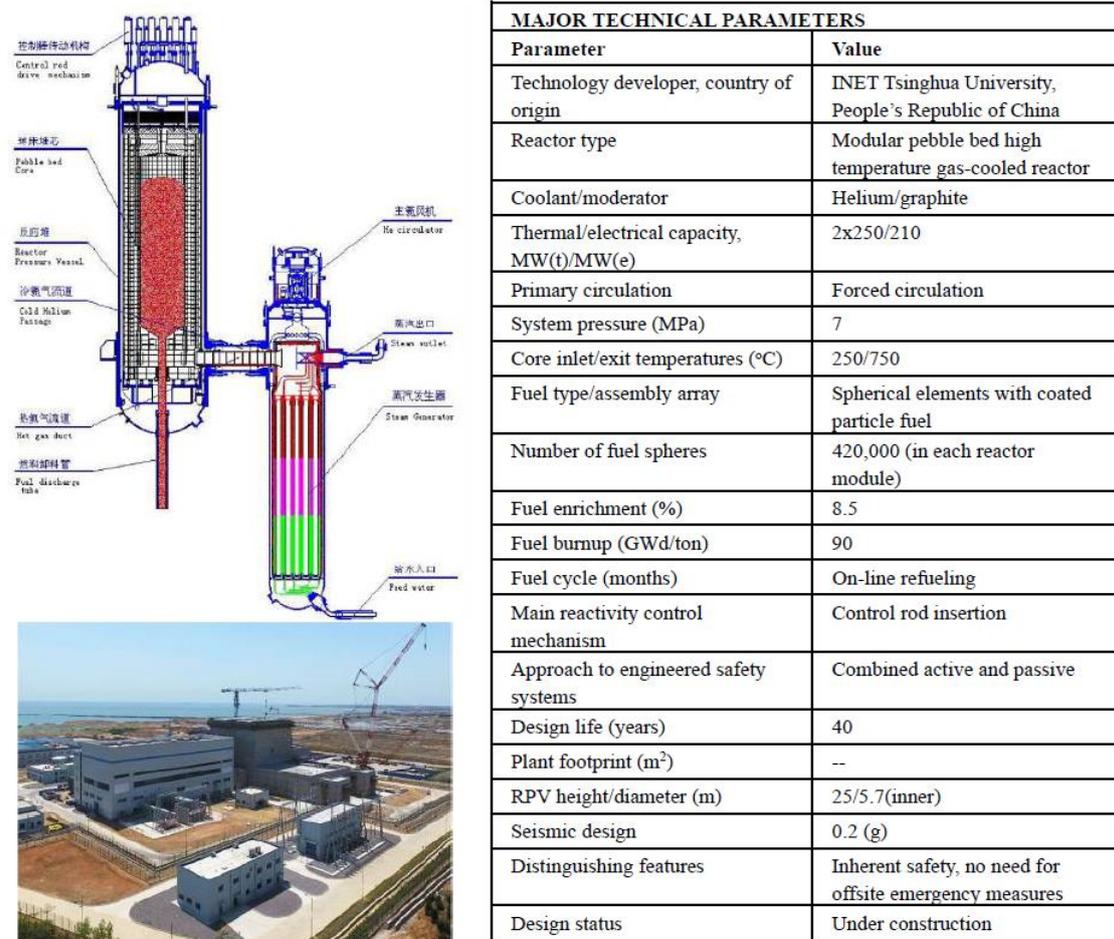


Figura 41. Reactor SMR HTR-PM

la siguientes tablas enumeran todos los diseños de SMR con la tecnología aplicable junto con la capacidad de salida, el tipo de reactor y la información del instituto de diseño.



- **SMR refrigerados por agua basados en tierra:** engloba los diseños de SMR clave que adoptan tecnologías integrales de reactores de agua ligera (LWR). Esta representa la tecnología más madura, ya que es como la mayoría de las grandes centrales eléctricas en funcionamiento en la actualidad.

Tabla 3. Resumen de SMR refrigerados por agua basados en tierra

DISEÑO	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	TIPO	DISEÑADORES	PAÍS	ESTADO
CAREM	30	PWR	CNEA	Argentina	En construcción
ACP100	100	PWR	CNNC	China	Diseño básico
CAP200	150/200	PWR	CGNPC	China	Diseño conceptual
DHR400	Calefacción urbana	LWR (tipo piscina)	CNNC	China	Diseño básico
IRIS	335	PWR	Consorcio IRIS	Varios países	Diseño conceptual
DMS	300	BWR	Hitachi GE	Japón	Diseño básico
IMR	350	PWR	MHI	Japón	Diseño conceptual
SMART	100	PWR	KAERI	República Coreana	Diseño certificado
ELENA	68 kWe	PWR	Centro Nacional de Investigación "Kurchatov Institute"	Rusia	Diseño conceptual
KARAT-45/100	45/100	BWR	NIKIET	Rusia	Diseño conceptual
RITM-200	50 x 2	PWR	OKBM Afrikantov	Rusia	En desarrollo
RUTA-70	70 MWt	PWR	NIKIET	Rusia	Diseño conceptual
UNITHERM	6,6	PWR	NIKIET	Rusia	Diseño conceptual
VK-300	250	BWR	NIKIET	Rusia	Diseño detallado
UK-SMR	443	PWR	Rolls-Royce and Partners	Reino Unido	Concepto maduro
mPower	195 x 2	PWR	BWX Technologies	Estados Unidos	En desarrollo
NuScale	50 x 12	PWR	NuScale Power	Estados Unidos	En desarrollo
SMR-160	160	PWR	Holtec International	Estados Unidos	Diseño conceptual
W-SMR	225	PWR	Westinghouse	Estados Unidos	Diseño conceptual



- **SMR refrigerados por agua de base marina:** engloba conceptos que se pueden implementar en un entorno marino, ya sea bajo el agua o en una barcaza. Esta aplicación única ofrece muchas opciones de implementación más flexibles, pero también enfrenta muchos desafíos si se desea implementar a nivel internacional, es decir, como el permiso para cruzar aguas nacionales e internacionales.

Tabla 4. Resumen de SMR refrigerados por agua de base marina

DISEÑO	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	TIPO	DISEÑADORES	PAÍS	ESTADO
ACPR50S	60	PWR	CGNPC	China	Diseño preliminar
ABV-6E	6-9	PWR Flotante	OKMB Afrikantov	Rusia	Diseño final
KLT-40S	70	PWR Flotante	OKMB Afrikantov	Rusia	En construcción
RITM-200M	50 x 2	PWR Flotante	OKMB Afrikantov	Rusia	En desarrollo
SHELF	6,4	NPP Inmersa	NIKIET	Rusia	Diseño detallado
VBER-300	325	NPP Flotante	OKMB Afrikantov	Rusia	Estado de licencia

- **SMR refrigerados por gas de alta temperatura:** proporciona información sobre los HTGR de tipo modular en desarrollo y en construcción. Los HTGR proporcionan calor a alta temperatura ( $\geq 750$  ° C) que se puede utilizar para una generación de electricidad más eficiente, una variedad de aplicaciones industriales, así como para la cogeneración.

Tabla 5. Resume de SMR refrigerados por gas de alta temperatura

DISEÑO	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	TIPO	DISEÑADORES	PAÍS	ESTADO
HTR-PM	210	HTGR	INET, Universidad de Tsinghua	China	En construcción
GTHTR300	300	HTGR	JAEA	Japón	Diseño básico
GT-MHR	285	HTGR	OKBM Afrikantov	Rusia	Diseño preliminar
MHR-T	205,5 x 4	HTGR	OKBM Afrikantov	Rusia	Diseño conceptual
MHR-100	25-87	HTGR	OKBM Afrikantov	Rusia	Diseño conceptual
A-HTR-100	50	HTGR	Eskom Holdings SOC Ltd.	Sudáfrica	Diseño conceptual
HTMR-100	35	HTGR	Steenkampskraal Thorium Limited	Sudáfrica	Diseño conceptual
PBMR-400	165	HTGR	PBMR SOC Ltd.	Sudáfrica	Diseño preliminar
SC-HTGR	272	HTGR	AREVA	Estados Unidos	Diseño conceptual
Xe-100	35	HTGR	X-energy LLC	Estados Unidos	Diseño conceptual



- **SMR de espectro de neutrones rápidos:** a esta categoría pertenecen los SMR con espectro de neutrones rápidos con todas las diferentes opciones de refrigerante. Son el reactor rápido refrigerado por sodio (SFR), el reactor rápido refrigerado por metales líquidos pesados (HLMC, es decir, plomo o plomo-bismuto), el reactor rápido refrigerado por gas (GFR) y el reactor rápido de sales fundidas (MSFR).

Tabla 6. Resumen de SMR de espectro de neutrones rápidos

DISEÑO	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	TIPO	DISEÑADORES	PAÍS	ESTADO
4S	10	LMFR	Toshiba Corporation	Japón	Diseño detallado
LFR-AS-200	200	LMFR	Hydromine Nuclear Energy	Luxembourg	Diseño preliminar
LFR-TL-X	5-20	LMFR	Hydromine Nuclear Energy	Luxembourg	Diseño conceptual
BREST-OD-300	300	LMFR	NIKIET	Rusia	Diseño detallado
SVBR-100	100	LMFR	JSC AKME Engineering	Rusia	Diseño detallado
SEALER	3	Small Lead Cooled	LeadCold	Sweden	Diseño conceptual
EM2	265	GMFR	General Atomics	Estados Unidos	Diseño conceptual
SUPERSTAR		LMFR	Argonne National Laboratory	Estados Unidos	Diseño conceptual
WLFR	450	LFR	Westinghouse	Estados Unidos	Diseño conceptual



- **SMR de sales fundidas:** presenta los SMR que utilizan tecnología avanzada de reactores alimentados (y refrigerados) con sales fundidas.

Tabla 7. Resumen de SMR de sales fundidas

DISEÑO	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	TIPO	DISEÑADORES	PAÍS	ESTADO
IMSR	190	MSR	Terrestil Energy	canadá	Diseño básico
CMSR	100-115	MSR	Seaborg Technologies	Dinamarca	Diseño conceptual
CA Waste Burner	20	MSR	Copenhagen Atomics	Dinamarca	Diseño conceptual
ThorCon	250	MSR	Martingale	Consorcio Internacional	Diseño básico
FUJI	200	MSR	ITMSF	Japón	Fase experimental
Stable Salt Reactor	37,5 x 8	MSR	Moltex Energy	Reino Unido	Diseño conceptual
Stable Salt Reactor	300-900	MSR	Moltex Energy	Reino Unido	Diseño preconceptual
LFTR	250	MSR	Flibe Energy	Estados Unidos	Diseño Conceptual
Mkl PB-FHR	100	MSR	Universidad de California, Berkeley	Estados Unidos	Diseño preconceptual
MCSFR	50	MSR	elysium Industries	Estados Unidos y Canadá	Diseño conceptual

- **Otros SMR:** pequeños reactores modulares que no utilizan los refrigerantes y/o el diseño de combustible tradicionales.

Tabla 8. Otros reactores SMR

DISEÑO	POTENCIA ELÉCTRICA (MW)	TIPO	DISEÑADORES	PAÍS	ESTADO
eVinci	0,2-15	Small Heat Pipe	Wesringhouse	Estados Unidos	En desarrollo



## 6 CONCLUSIONES

A pesar de ser una fuente de energía altamente estigmatizada a causa de su origen, y los evidentes problemas que generan los residuos nucleares de alta actividad generados, la energía nuclear es una alternativa nada desdeñable frente a las energías de generación basadas en combustibles fósiles.

Por este motivo, este trabajo se ha centrado en conocer los desarrollos futuros que se están acometiendo de esta tecnología, que pretenden solventar los problemas de las generaciones actuales, pudiendo destacar las siguientes conclusiones:

- Se están contemplando diseños sostenibles, con ciclos de combustible cerrado, lo que permitirá reducir la cantidad de residuos y el tiempo que éstos permanecen activos, aprovechando al máximo la capacidad energética de los combustibles nucleares.
- Dichos diseños permitirán alargar la vida de los combustibles nucleares lo que implicará una vida útil más larga de los reactores nucleares, aumentando así la rentabilidad económica de las plantas de Generación IV.
- Se están mejorando aún más los conceptos relativos a la seguridad, proporcionando una mayor protección física contra los actos de terrorismo, así como la economía, manteniendo unos costes competitivos
- Se pretende que los nuevos diseños constituyan una ruta muy poco atractiva para el desvío o el robo de materiales utilizables como armas

Todo ello permite concluir que los desarrollos futuros de esta tecnología nuclear, englobados en lo que se denomina Generación IV, constituyen una opción muy válida para acometer la demanda cada vez mayor de energía eléctrica que necesitará la sociedad mundial, permitiendo:

- Conseguir la descarbonización del sistema energético
- Resolver los inconvenientes que tienen las Generaciones actuales, en especial en lo relativo a la generación de residuos.
- Junto con el enorme incremento que la generación de energía de origen renovable está teniendo, poder constituir un mix de generación que reduzca prácticamente en su totalidad las emisiones de CO<sub>2</sub> procedentes de la



actividad de generación de energía eléctrica, permitiendo además cubrir las limitaciones que sigue teniendo dicha generación renovable.

Confío que además este trabajo haya cumplido el objetivo de ayudar a divulgar una tecnología que lamentablemente, hoy en día, sigue estando sujeta a prejuicios, la mayoría de los cuales son fruto de desconocimiento.



## 7 BIBLIOGRAFÍA

### REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments”, IAEA, 2018.
- “GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems”, Gen-IV International Forum, 2018.
- “Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems”, Gen-IV International Forum, 2014.
- Belovsky, L., Gadó, J., Hatala, B., Vasile, A., Wrochas, G., “The ALLEGRO Experimental Gas Cooled Fast Reactor Project”, IAEA-CN245-573, 2018.
- García, A., “La Energía Nuclear Salvará el Mundo”, Planeta, 2020.
- Gómez Cadenas, J.J., “El Ecologista Nuclear: Alternativas al Cambio Climático”, S.L.U. ESPASA LIBROS, 2009.
- González-Romero, E., “Reactores de Generación IV: Camino a la Sostenibilidad a Largo Plazo de la Energía Nuclear”, DYNA Energía y Sostenibilidad, 2012.
- Khodarev, E., “Los Reactores Reproductores Rápidos de Metal Líquido”, AEA BOLETÍN – VOL.20, nº6.
- Locatelli, G., Mancini, M., Todeschini, N., “Generation IV nuclear reactors: Current status and future prospects”, Elsevier, 2013.
- Martínez Moreno, C., “Reactores Nucleares de IV Generación”, Universitat Politècnica de Catalunya, 2017.
- Pioro, Igor L., “Handbook of Generation IV Nuclear Reactors”, Woodhead Publishing, 2016.
- Prado Santiago, J.M., “Estudio Sobre Tecnología Industrial Nucleoeléctrica”, Universidad de Valladolid – Escuela Universitaria Politécnica Valladolid, 2009.

### ENLACES DE INTERÉS

- <https://energia-nuclear.net>
- <https://www.csn.es>
- <https://www.gen-4.org>
- <https://www.iaea.org>
- <https://www.nuclear.energy.gov>



