



Escola Politècnica Superior
d'Enginyeria de Manresa

UNIVERSITAT POLITÈCNICA DE CATALUNYA

GRAU EN ENGINYERIA DE RECURSOS ENERGÈTICS I MINERS

REACTORES NUCLEARES DE IV GENERACIÓN

Autora: Carolina Martínez Moreno

Directora: Yolanda Ciriano

Codirectora: Enriqueta Ferreres

Manresa, Mayo 2017





ÍNDICE

RESUMEN.....	5
ABSTRACT	6
1. INTRODUCCION	7
2. ANTERIORES GENERACIONES	8
2.1 GENERACIÓN I	10
2.2 GENERACION II	11
2.2.1 Reactor PWR (Pressurized Water Reactor)	11
2.2.2 Reactor BWR (Boiling Water Reactor)	12
2.2.3 Reactor CANDU (Canada Deuterium Uranium)	12
2.2.4 Reactor AGR (Advanced Gas-Cooled Reactor)	12
2.3 GENERACION III	13
GENERACION III+	13
2.3.1 Reactor ABWR (Advanced Boling Water Reactor) y ESBWR (Economic Simplified Boling Water Reactor)	13
2.3.2 Reactor AP-600 y AP-1000 (Advanced Pressurized)	14
2.3.3 Reactor EPR (European Pressurized Reactor)	14
3. GENERACION IV.....	16
3.1 ESPECTRO	18
3.1.1 Reactores Térmicos.....	18
3.1.2 Reactores Epitérmicos.....	18
3.1.3 Reactores Rápidos	18
3.2 REPRODUCTORES.....	20
3.3 REFRIGERANTE	22
3.4 TEMPERATURA	23
3.5 PRESIÓN	24
3.6 COMBUSTIBLE.....	25
3.6.1 Uranio 238	25
3.6.2 UF ₄ en sal	26
3.6.3. MOX	26
3.6.4 Oxido de Uranio (UO ₂)	27
3.6.5 Torio	27
3.7 POTENCIA.....	29
3.8 CICLO DEL COMBUSTIBLE	30



3.8.1 Ciclo abierto.....	30
3.8.2 Ciclo cerrado.....	31
3.8.3 Ciclo cerrado avanzado	32
3.9 USOS.....	34
3.9.1 Producción de electricidad	34
3.9.2 Producción de hidrogeno	34
4. REACTORES DE IV GENERACIÓN.....	35
4.1 GFR (Gas-Cooled Fast Reactor).....	35
4.1.1 ALLEGRO (reactor experimental de investigación)	39
4.2 LFR (Lead-Cooled Fast Reactor)	40
4.2.1 ELSY (European Lead-Cooled System)	44
ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator).....	44
ELFR (European Lead Fast Reactor).....	45
4.2.2 SSTAR (Small Sealed Transportable Autonomous Reactor)	46
4.2.3 BREST-300 (Reactor piloto de demostración).....	47
4.3 SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor).....	49
4.3.1 KALIMER-600 (Prototipo surcoreano)	54
4.3.2 JSFR (Japan Sodium-Cooled Fast Reactor).....	54
4.3.3 ESFR (European Sodium-Cooled Fast Reactor)	54
4.3.4 SMFR (Small Modular Fast Reactor).....	54
4.4 MSR (Molten Salt Reactor)	56
4.4.1 FHR (Fluoride High-Temperature Reactor).....	58
4.4.2 MSFR (Molten Salt Fast Reactor).....	60
4.5 SCWR (Supercritical-Water Cooled Reactor).....	62
4.5.1 JSCWR (Japan Supercritical-Water Cooled Reactor).....	64
4.5.2 HPLWR (High Performance Light Water Reactor)	64
4.5.3 CANDU-SCWR (Canada Deuterium Uranium Supercritical-Water Reactor) ...	65
4.6 VHTR (Very High Temperature Reactor)	67
4.6.1 HTTR (Prototipo de bloque prismatico).....	70
4.6.2 HTR-10 (Prototipo de lecho de bolas)	72
4.7 TABLA RESUMEN DE LOS REACTORES DE IV GENERACIÓN A 2014.....	74
5. CONCLUSIONES	75
6. BIBLIOGRAFIA	77



RESUMEN

En este trabajo se recoge la búsqueda de información de los reactores nucleares de IV Generación, que se espera que estén contruidos a escala comercial entre los años 2030 y 2040.

Recoge datos como el espectro, el refrigerante, el combustible, y las características intrínsecas ya sea temperatura, presión, ciclo del combustible, y los diferentes usos de este tipo de reactores.

Se explicara cómo funcionan cada uno de los seis modelos que representan la IV Generación. Conjuntamente con los prototipos de cada uno de los sistemas.

La representación viene con imágenes y con tablas explicativas, de manera que sea más sencilla su visualización, y su comparación.

También se ha realizado una pequeña introducción de las generaciones anteriores de manera que se entienda la evolución de los sistemas de la IV Generación.



ABSTRACT

In this Project we research information about the IV generation of nuclear cores, expected to be built and ready for a common usage between 2030 and 2040.

It gathers several information about this technology; spectrum, cooling and fueling, and also basic information about those systems like temperature, pressure, fuel cycle and the different usage of those cores.

It will be explained how each of the 6 models that represent the IV Generation works, and also the prototypes of each system that we actually have.

The representation of those systems is explained by images and explanatory tables, doing the comparison and visualization much easier.

A brief explanation of the old generations of nuclear cores is also attach in this project, in order to be more understandable for us the evolution of the old systems until the IV Generation.



1. INTRODUCCION

El Foro Internacional de la IV Generación (*GIF, Generation IV International Forum*), fue creado en el año 2000 con el objetivo de investigar y desarrollar los sistemas de energía nuclear de la IV Generación. Esta generación engloba a un conjunto de reactores que se espera estén disponibles para su operación comercial entre el año 2030 y 2040.

Las características tecnológicas, económicas, de sostenibilidad que presentan, son las que los hacen verdaderamente atractivos.

Los reactores de IV generación no trabajan en el espectro neutrónico térmico que presentan los hasta ahora conocidos “reactores nucleares”, y es que son capaces de trabajar sin moderar dichos neutrones, es decir, sin disminuir la velocidad de la reacción en cadena. Lo que conlleva altas temperaturas de trabajo, y conseguir mayores eficiencias de trabajo. Otro de los grandes estudios de estos reactores se basa en el material que los refrigera, uno de los elementos más importantes dentro de un reactor. Utilizan refrigerantes como el helio, el plomo, el sodio, el agua supercrítica y sales fundidas.

Pero no son las únicas innovaciones que podemos encontrar sobre estos reactores, el gran cambio que presentan para la sostenibilidad, es el cumplimiento de la normativa de las emisiones de gases de efecto invernadero, el aprovechamiento a largo plazo del combustible nuclear, los ciclos de combustible cerrados, la minimización de residuos, y la transmutación de actínidos.

Como mejoras en seguridad y fiabilidad ofrecen nuevos diseños en el sistema del reactor más simples llamados pasivos, que permiten aumentar la seguridad del sistema de manera que se reduzcan los posibles accidentes, y disminuir los costes que se producen en la operación y en la construcción. También presentan una clara resistencia a la proliferación, todo ello reforzando la seguridad de las instalaciones ya que se diseña el combustible de forma que no pueda ser utilizado para propósitos bélicos.

Y en materia económica, pretenden ser proyectos más rentables gracias al aumento que supone la vida útil de estos reactores.

Incluyen la novedad de que los diseños pueden no estar exclusivamente orientados a la generación de energía eléctrica en las centrales, sino que algunos pueden ser aplicables a otros campos como la generación de hidrógeno, grandes sistemas de transporte o, simplemente, generación de calor.

2. ANTERIORES GENERACIONES

A cada conjunto de tipos de reactores se les conoce con el nombre de la Generación a la que pertenecen, por orden cronológico en el tiempo.

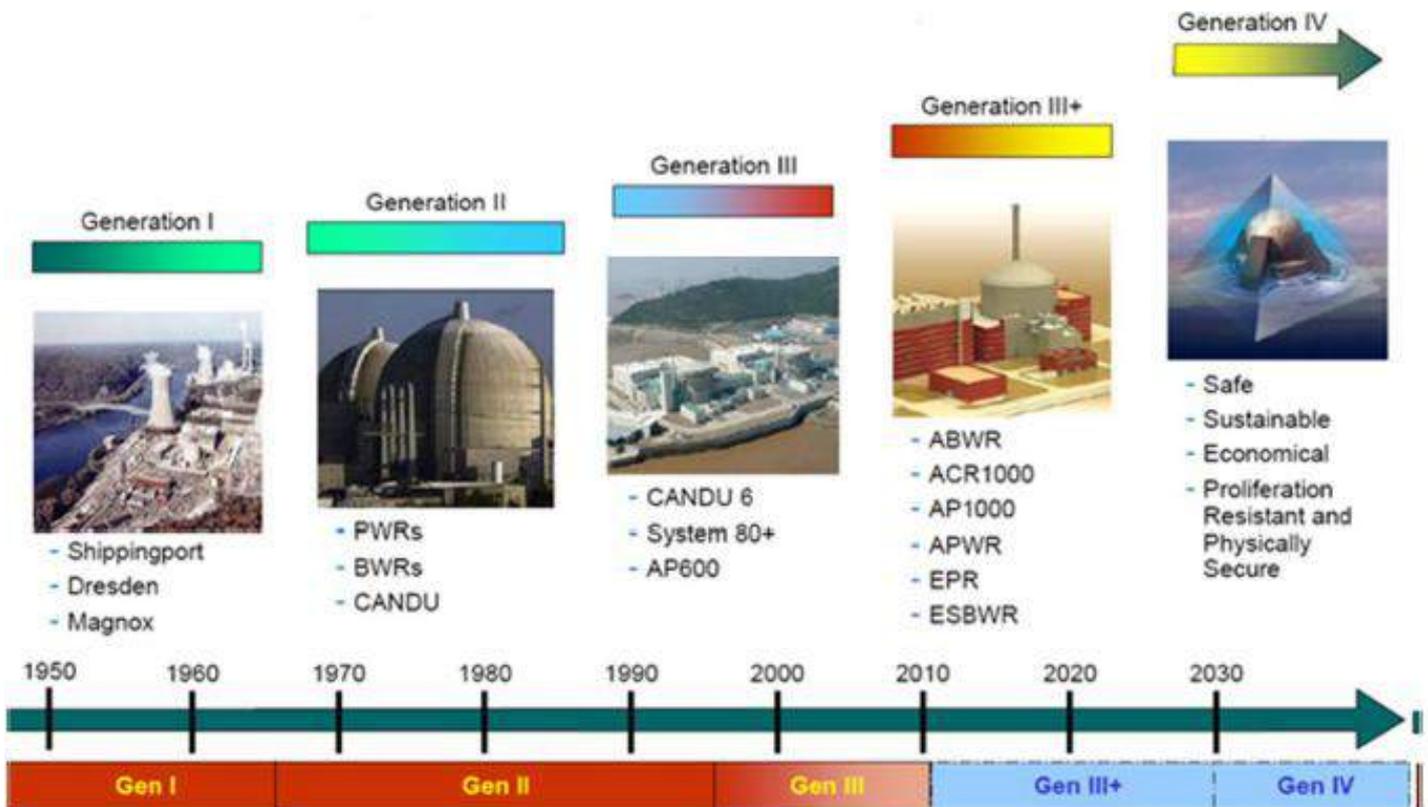


Fig.1: Cronología de los diferentes tipos de Generación. (GIF, Generation IV International Forum).

En la siguiente figura, vemos como los reactores, están divididos por periodos en el tiempo y denominados con un nombre de generación. Los reactores del periodo anterior al 65 son los denominados Generación I, la Generación II de reactores abarca el periodo de 65 al 95, la Generación III del 95 al 2010, en el 2010 se produjo una mejora en los reactores de la Generación III, por lo que se produjo un cambio de generación dentro de la misma por lo que en los próximos años veremos el cambio a la Generación III+, que calculan que durara hasta el 2030, que entrara en vigor la denominada Generación IV. Que según la GIF, la IV Generación estaría formada completamente a escala comercial a lo largo del periodo de 2030 a 2040.

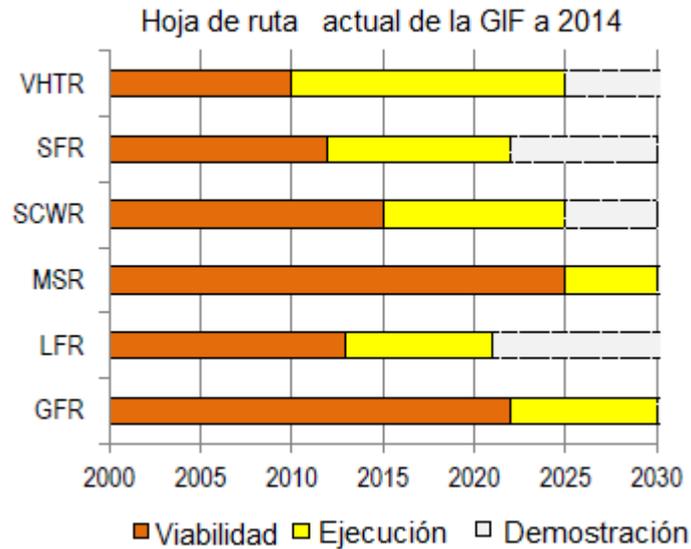


Fig.2: Cronogramas de desarrollo del sistema, tal y como se definen en la hoja de ruta actualizada a 2014. (GIF, Generation IV International Forum).

Los años de viabilidad corresponden al estudio de la posibilidad de realización de los reactores de IV Generación. La parte de la ejecución pone de manifiesto la construcción de prototipos a pequeña escala para la tercera etapa de la hoja de ruta que corresponde a la demostración de estos reactores. Y poder ejecutarlos de manera real a escala comercial.

El accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi en 2011 ha enfatizado la importancia de diseñar sistemas nucleares con más altos niveles de seguridad. Las lecciones aprendidas del accidente beneficiarán a la flota operativa actual, así como a futuros sistemas nucleares, incluyendo los sistemas de IV Generación. El accidente demostró, en particular, la necesidad de una remoción fiable de calor residual durante largos períodos, así como la necesidad de excluir las emisiones fuera del reactor en caso de accidente grave (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

En los próximos años, la GIF trabajará en demostrar la capacidad de los sistemas de la IV Generación para alcanzar el más alto nivel de seguridad, teniendo en cuenta las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima Daiichi, ya que la IV Generación no saldrá al mercado a escala comercial hasta que los propios reactores sean capaces de solventarlos de manera que un accidente así no vuelva a ocurrir.



2.1 GENERACIÓN I

La Generación I está compuesta por el conjunto de prototipos construidos antes de 1965. La primera planta a escala comercial en operar fue la central nuclear de Shippingport, Pensilvania en 1957. Se trataba de un reactor reproductor de agua a presión de una potencia eléctrica de 60 MWe, que utilizaba uranio enriquecido al 93% como combustible.

A este prototipo de reactor le siguieron otras unidades como el fermi I, un reactor reproductor rápido con una potencia térmica de 200MWt.

Otro prototipo fue el reactor Magnox del programa británico, reactor refrigerado por dióxido de carbono presurizado y eran moderados por grafito. Utilizaban uranio natural, no enriquecido y una aleación de magnox para la cobertura. De ahí, el nombre del reactor. Esta aleación es básicamente magnesio con pequeñas cantidades de aluminio y otros metales. Este prototipo será la base de estudios para las generaciones venideras de reactores en la Generación II y el prototipo fermi I para el desarrollo de la Generación IV.



2.2 GENERACION II

Esta Generación engloba a los primeros reactores comerciales, que son la mayoría de las plantas que actualmente se encuentran en funcionamiento. Las primeras unidades comenzaron a entrar en funcionamiento a partir de 1965. Hay distintos tipos de reactores dentro de la Generación II, que surgen como evolución de prototipos de la Generación I. Los más extendidos son los reactores de agua ligera (LWR): PWR y BWR.

2.2.1 Reactor PWR (Pressurized Water Reactor)

Es el más numeroso de los reactores nucleares en funcionamiento. El reactor de agua a presión (*Pressurized Water Reactor*) se diseñó originalmente para su uso en sistemas de propulsión navales, pero posteriormente fue adaptado para la producción de energía eléctrica. Utiliza uranio enriquecido al 4-5% como combustible y agua ligera como refrigerante y moderador de los neutrones. Las barras de control contienen cadmio y se instalan en el reactor desde su parte superior.

Las centrales de tipo PWR tienen dos circuitos de agua que intercambian calor en los generadores de vapor. El primario es el de agua a alta presión (150 bar), que refrigera directamente el reactor sin evaporarse, llevando calor hasta los generadores de vapor. Es en estos equipos donde el agua de alimentación es llevada por el circuito secundario de ciclo de Rankine de potencia, es decir, el agua se transforma en vapor que a continuación se expande por una turbina, y una vez se ha expandido se condensa para cerrar el ciclo.

Las características principales del ciclo, que son presión y temperatura máximas del secundario (70 bar y 290°C), hacen que su rendimiento esté entre el 32% y el 36%. En España las centrales nucleares de este tipo se encuentran en:

CENTRAL	PROVINCIA	COMUNIDAD A.	AÑO DE PUESTA EN MARCHA
Almaraz I	Cáceres	Extremadura	1981
Ascó I	Tarragona	Cataluña	1983
Almaraz II	Cáceres	Extremadura	1983
Ascó II	Tarragona	Cataluña	1985
Vandellós II	Tarragona	Cataluña	1987
Trillo	Guadalajara	Castilla-La Mancha	1988



2.2.2 Reactor BWR (Boiling Water Reactor)

El reactor de agua en ebullición (*Boiling Water Reactor*) es un tipo de reactor desarrollado por la empresa General Electric. Al igual que el reactor PWR ya mencionado, utiliza uranio enriquecido al 4% como combustible y agua ligera como refrigerante y moderador.

En el BWR, la refrigeración se hace directamente con el agua del ciclo Rankine, por lo que esta entra en ebullición en el interior del reactor. No dispone por tanto de circuito secundario, realizándose la separación entre el agua y el vapor en filtros situados en la parte superior de la vasija. Al estar ocupada la parte superior, las barras de control de boro se insertan por la parte inferior del reactor. Unas bombas de recirculación exteriores a la vasija permiten variar el flujo de refrigerante y modificar la potencia generada. La presión y la temperatura máximas son similares a las del PWR (70 bar y 290°C) por lo que los rendimientos eléctricos que se consiguen están dentro del mismo margen, entre 32% y 36%. En España la única central nuclear de este tipo se encuentra en:

CENTRAL	PROVINCIA	COMUNIDAD A.	AÑO DE PUESTA EN MARCHA
Cofrentes	Valencia	Comunidad Valenciana	1984

2.2.3 Reactor CANDU (Canada Deuterium Uranium)

El reactor *Canada Deuterium Uranium* es en esencia igual al PWR, con la diferencia de que el refrigerante primario y moderador es agua pesada (D_2O) en vez de agua ligera (H_2O). Ambos son buenos moderadores de la reacción, con la diferencia de que el agua ligera es también un buen absorbente de neutrones, por lo que el PWR necesita uranio enriquecido. En cambio, el CANDU puede utilizar uranio natural como combustible. El ciclo de potencia es, al igual que en los casos anteriores, un ciclo Rankine.

2.2.4 Reactor AGR (Advanced Gas-Cooled Reactor)

El reactor avanzado refrigerado por gas (*Advanced Gas-Cooled Reactor*) se comenzó a desarrollar en Reino Unido en la década de los 60, pero la primera unidad comercial no entró en funcionamiento hasta 1976. El refrigerante (CO_2) abandona el núcleo a una temperatura de 600°C, generando vapor de agua en la caldera de un ciclo Rankine para producir electricidad. La mayor temperatura del AGR le permite obtener mayores rendimientos (38-40%) que los reactores ya mencionados. Como combustible utiliza uranio enriquecido y como moderador, grafito.



2.3 GENERACION III

Esta generación de reactores se caracteriza por incorporar evoluciones desarrolladas a partir de la experiencia acumulada durante la operación de las centrales de Generación II. Muchas de ellas están enfocadas a mejorar el aprovechamiento del combustible y a perfeccionar la seguridad.

Se comenzaron a diseñar en 1990, y unos pocos entraron a operar a partir de 1996. Conocidos como reactores avanzados.

GENERACION III+

Son reactores con una mejora evolutiva de la Generación III, incluyen sistemas de seguridad pasivos, cuya acción se debe a fenómenos físicos, tales como la convección natural y la gravedad, que actúan por si mismos cuando la central se desvía de su modo normal de operación sin que nada los tenga que activar y no necesitan ningún tipo de energía eléctrica externa.

Los reactores de estas generaciones se pueden subdividir en dos grupos:

- Reactores evolutivos de agua en ebullición, incluyendo el ABWR (Advanced Boling Water Reactor) de Toshiba y General Electric, BWR 90+ de Westinghouse, el ESBWR de General Electric y el reactor SWR-1000 de Areva.
- Reactores avanzados de agua a presión, incluyendo el AP-600, AP-1000 y el PWR System 80+ de Westinghouse, el APWR de Mitsubishi y el EPR de Areva.

A continuación se planteara el reactor para la Generación III y su evolución en la Generación III+.

2.3.1 Reactor ABWR (Advanced Boling Water Reactor) y ESBWR (Economic Simplified Boling Water Reactor)

El reactor ABWR (Gen III) y el reactor ESBWR (Gen III+) son las evoluciones del reactor BWR desarrollado en la Generación II por la empresa General Electric Hitachi.

El ABWR se caracteriza por un diseño optimizado que permite reducir materiales y tiempos de construcción a la vez que aumenta la seguridad. Asimismo, sustituye las bombas de recirculación de refrigerante exteriores a la vasija del BWR por bombas interiores, simplificando el diseño.

El ESBWR consigue que la circulación de agua en el interior del reactor se produzca por convección natural, lo que permite eliminar las bombas de recirculación. Además, incorpora sistemas de seguridad pasivas que controlan la temperatura del reactor durante 72 horas sin necesidad de intervención de un operador. Todas estas medidas producen un sustancial aumento de seguridad, a la vez que reducen la inversión y los costes de operación y mantenimiento (alrededor de un 20%).

La potencia estimada para ambos diseños es de unos 1.400 MWe, con rendimientos cercanos al 36%.

2.3.2 Reactor AP-600 y AP-1000 (Advanced Pressurized)

El reactor AP-600 (Gen III) es un reactor de 600 MWe, y el reactor AP-1000 (Gen III+) es un reactor de 1.000 MWe, diseñados por Westinghouse como una evolución simplificada del PWR que incluye medidas adicionales de seguridad por el uso de la fuerza gravitatoria o la circulación natural por convección.

El AP-600 tiene un sistema pasivo de refrigeración de la contención, que se basa en la convección natural para refrigerar la contención de acero del reactor. El aire frío entra por los laterales del blindaje de hormigón y asciende por flotación a medida que se calienta en contacto con el acero. Finalmente, sale por una chimenea en la parte superior, creando una depresión que fuerza la entrada de más aire frío por la parte inferior. En caso de que la temperatura de la contención suba en exceso, por ejemplo debido a una pérdida de refrigerante, unos depósitos situados sobre ella la rocian con agua, que se evapora al contacto con acero caliente, aumentando la absorción de calor.

El AP-1000 dispone de un sistema pasivo de refrigeración del núcleo, que utiliza tanques y acumuladores de agua situados en una cota superior a la del reactor, aunque todavía dentro de la contención, para poder refrigerar el reactor en caso de pérdida de refrigerante. Este agua entrará en el reactor, donde se evaporará, ascendiendo y condensándose gracias al sistema pasivo de refrigeración de la contención ya mencionado. El agua, ya líquida, caerá por gravedad y será recogida en los tanques de los que salió, volviendo al núcleo para refrigerarlo. En esencia el AP-1000, es una versión económicamente mejorada del AP-600, con un rendimiento aproximado del 36%.

2.3.3 Reactor EPR (European Pressurized Reactor)

El reactor ERP (European Pressurized Reactor) es una evolución del PWR de alrededor 1.600 MWe. Desarrollado por Areva NP, es el primer tipo de reactor de la Generación III+ se comenzó a construir en 2007, concretamente en dos emplazamientos, Flamanville (Francia) y Olkiluoto (Finlandia). El emplazamiento de Flamanville que debería haber estado disponible para 2012 supera ya los cinco años de retraso con respecto a su fecha de finalización de construcción. Por su parte el emplazamiento Olkiluoto que debería de haber finalizado en el 2012, está siendo investigado por el marco regulador de la energía nuclear de Finlandia, debido a sus aumentos en el coste del proyecto que derivan de su retraso.

Una vez construido presentara la peculiaridad de tener cuatro sistemas de seguridad redundantes que son independientes y utilizaran distinta tecnología, cada uno de ellos será capaz de refrigerar el reactor por sí solo en caso de necesidad. Dispondrá de una doble capa de hormigón en el edificio de contención, que protegerá el reactor, la sala de control y dos de los sistemas independientes de seguridad frente a daños externos. Además contara con una seguridad mejorada, el EPR debería reducir tanto la inversión necesaria para la construcción de la planta como el combustible (17%) y la producción de residuos (15%), pero en los dos emplazamientos que deberían de estar



construidos los costes se han incrementado. Es importante destacar que puede utilizar MOX (mezcla de óxidos de uranio y plutonio) como combustible, posibilitando el aprovechamiento del plutonio que se genera como subproducto en las reacciones de fisión. Se espera que el rendimiento de la planta llegue al 37%.

3. GENERACION IV

El Foro Internacional de la IV Generación (GIF) se inició en el año 2000 y se constituyó oficialmente a mediados de 2001. Es un colectivo internacional que representa a gobiernos de 13 países para los que la energía nuclear es ahora significativa y también es vital para el futuro en depende que casos. La mayoría de estos países o asociaciones están comprometidos con el desarrollo de la próxima generación de tecnología nuclear, desarrollando los prototipos de estos reactores de estudio. Dicho desarrollo está dirigido por países como Estados Unidos, Argentina, Brasil, Canadá, China, Francia, Japón, Rusia, Corea del Sur, Sudáfrica, Suiza, y el Reino Unido. Todos estos son los miembros fundadores del GIF, junto con la Unión Europea (Euratom).

La mayoría de ellos forman parte del Acuerdo Marco de 2005, que los compromete formalmente a participar en el desarrollo de uno o más sistemas de la IV Generación seleccionados por la GIF.

Los reactores nucleares que se consideran como “IV Generación”, según la GIF, son:

- **GFR:** Reactor rápido refrigerado por gas, (*Gas-Cooled Fast Reactor*).
- **LFR:** Reactor rápido refrigerado por plomo, (*Lead-Cooled Fast Reactor*).
- **MSR:** Reactor de sales fundidas, (*Molten Salt Reactor*).
- **SFR:** Reactor rápido refrigerado por sodio, (*Sodium-Cooled Fast Reactor*).
- **SCWR:** Reactor supercrítico refrigerado por agua, (*Supercritical-Water-Cooled Reactor*).
- **VHTR:** Reactor de muy alta temperatura (*Very High Temperature Reactor*).

La hoja de ruta tecnológica de 2002, defendió y planificó las actividades de I+D y los plazos de despliegue de la IV Generación (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

En 2014, doce años después del inicio de esta campaña, se actualizó la hoja de ruta de los avances tecnológicos de los distintos reactores. Está compuesto por un informe completo de los desarrollos que se llevaron a cabo hasta 2014 y los desarrollos que se contemplan hasta el año 2030.

En la siguiente tabla se exponen las características principales de estos sistemas de reactores en 2002, y al final de toda la explicación podemos encontrar la misma tabla resumen pero con la actualización producida en 2014.



IV Generación	ESPECTRO	REFRIGERANTE	TEMP(C°)	PRESION	COMBUSTIBLE	POTENCIA (MWe)	CICLO COMBUSTIBLE	USOS
GFR	Rápido	He	850	Alta	U-238	288	Cerrado	Electricidad Hidrogeno
LFR	Rápido	Pb-Bi	500-800	Baja	U-238	50-1200	Cerrado	Electricidad Hidrogeno
MSR	Epitérmico	Sales de F	700-800	Baja	UF ₄ en sal	1000	Cerrado	Electricidad Hidrogeno
SFR	Rápido	Na	550	Baja	U-238/MOX	150-1500	Cerrado	Electricidad
SCWR	Térmico o Rápido	H ₂ O	510-550	Muy alta	UO ₂	1500	Abierto (térmicos) Cerrado (rápidos)	Electricidad
VHTR	Térmico	He	1000	Baja	UO ₂	250	Abierto	Hidrogeno



3.1 ESPECTRO

Se conoce como espectro neutrónico al tipo de neutrones que el reactor utiliza para producir la fisión. Los neutrones pueden ser rápidos, epitérmicos, y térmicos. Los términos “rápidos”, “epitérmicos” y “térmicos” describen en esencia lo que sucede en el núcleo del reactor.

La fisión del U^{235} , Pu^{239} , U^{233} es mucho más eficaz con neutrones térmicos (mayor sección eficaz), que con los neutrones rápidos.

La energía de los neutrones térmicos es menor a 1eV, mientras que la de los neutrones rápidos es mayor a 0,5MeV

3.1.1 Reactores Térmicos

El espectro de neutrones térmicos está constituido por aquellos neutrones que han sufrido suficientes colisiones con el moderador y han alcanzado el equilibrio térmico con el medio; así, la temperatura del moderador determinará la velocidad más probable de los neutrones (Henríquez et al, 2003).

Estos reactores funcionan retrasando los neutrones más rápidos, utilizando un moderador como el grafito o el agua que disminuye la velocidad de los neutrones que se producen en la fisión. La velocidad a la que se muevan los neutrones viene marcada por la temperatura.

Se necesita uranio enriquecido para la producción de fisión en este tipo de reactores, ya que en el uranio natural el 99,28% es U^{238} y solo el 0,71% es U^{235} .

3.1.2 Reactores Epitérmicos

El espectro de energía de los neutrones epitérmicos responde al proceso de moderación de los neutrones por choques con los átomos del medio. En cada colisión los átomos van perdiendo energía (Henríquez et al, 2003).

Es decir, los reactores epitérmicos, poseen una energía cinética ligeramente superior a la de agitación térmica.

3.1.3 Reactores Rápidos

El espectro de neutrones rápido está formado por los neutrones de fisión que no han sufrido suficientes colisiones con los átomos del moderador para reducir su energía hasta los rangos térmicos y epitérmico. La distribución del espectro puede variar en las distintas posiciones dentro del núcleo y disminuye de forma considerable para posiciones alejadas del núcleo (Henríquez et al, 2003).

En un reactor rápido, los neutrones de la reacción en cadena no se desaceleran y se mantienen a “alta energía”, cuanto más cerca del núcleo se encuentre ubicado el combustible mejor actuara el espectro rápido, creando mejores reacciones en cadena.

Las secciones eficaces de todos los isotopos relevantes son menores en espectro rápido que a energías térmicas. Además, en el espectro rápido todos los actínidos



fisionan en cierto grado, se produce un menor efecto de los venenos neutrónicos (tanto de los fragmentos de fisión como de los isotopos no fisibles de actínidos U, Pu, Am, Cm...) y menor producción de los actínidos de alta masa (Xn). Por cada absorción se generan más cantidad de neutrones. Estos neutrones pueden utilizarse para la transmutación de actínidos, reduciendo y quemando residuos, o para producir combustible de Pu a partir de U^{238} (Enrique González-Romero, 2012).



3.2 REPRODUCTORES

El grado de quemado del combustible nuclear es una medida de la cantidad de material fisionable consumido o de la energía extraída al combustible durante su utilización en el reactor. Desde el punto de vista económico, lo que interesa es aumentar todo lo que sea posible el grado de quemado alcanzado, para con esto reducir al mínimo la frecuencia de recarga y aumentar el aprovechamiento del combustible.

En la actualidad, el grado de quemado que se alcanza en los reactores térmicos es de 3% a 5%, dependiendo del tipo de combustible empleado y del reactor, mientras que en los reactores rápidos el valor oscila entre 10% y 20%.

Estos reactores son conocidos como “reactores reproductores” la reacción de reproducción más común es la del Pu^{239} , a partir del U^{238} .

La relación entre el número de núcleos fisibles que se forman y el número de núcleos que se queman en una misma unidad de tiempo recibe el nombre de “coeficiente de reproducción”. Se habla de coeficiente de reproducción cuando se produce el mismo isótopo que se fisiona.

El tiempo requerido para que un reactor produzca suficiente material para alimentar un segundo reactor, se conoce como su tiempo de duplicación o más técnicamente es el tiempo en el transcurso del cual la cantidad de combustible que se encontraba inicialmente en el ciclo de un reactor reproductor aumenta al doble. El diseño que se baraja en los reactores de IV Generación, prevé como tiempo de duplicación de cinco a diez años. Un reactor podría utilizar el calor de la reacción para producir energía durante 10 años, y al final de ese tiempo, tener suficiente combustible para alimentar otro reactor durante 10 años.

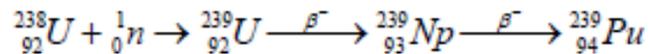
Una de la particularidades que presentan todos los reactores nucleares consiste en que ellos pueden trabajar en estado crítico solamente cuando en el núcleo existe una cantidad de combustible estrictamente determinada, que corresponde con la masa crítica. Pero debe tomarse en cuenta que el combustible se va quemando y envenenando, debido a que el uranio siempre va acompañado de elementos como el americio que envenena el uso eficaz del uranio, en el curso de su campaña de trabajo, con lo cual se destruye el balance neutrónico y el reactor se hace subcrítico. Por lo que el material quemado debe sustituirse por material “fresco”.

El método a utilizar para la recarga dependerá del tipo de reactor, en los sistemas de IV Generación la vida útil del material es más larga que la de los reactores nucleares hasta ahora conocidos, ya que como se comentara en el apartado de combustible y ciclo del combustible, el material que entra en el reactor es capaz de aguantar mucho tiempo produciendo reacciones de fisión. Solo se le ira añadiendo material fresco en pequeñas cantidades, de manera periódica.

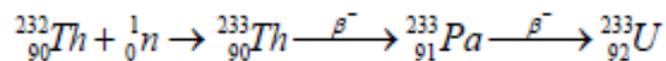


El tipo de combustible a utilizar en estos reactores también dependerá del funcionamiento del reactor, y del refrigerante que utilizan. El torio ^{232}Th y el uranio ^{238}U son los dos isotopos fértiles más importantes, ya que el ^{232}Th produce ^{233}U y el ^{238}U fisiona en ^{239}Pu . Por lo tanto el torio y el uranio natural son los dos materiales fértiles de mayor interés técnico.

Producción de ^{239}Pu , a partir de ^{238}U :



Producción de ^{233}U , a partir de ^{232}Th :



Tras la utilización del combustible en los reactores reproductores hasta los límites impuestos por la degradación de sus características mecánicas por el daño de la radiación y los procesos asociados a la fisión o por la pérdida de radiactividad (demasiado veneno en el combustible), el combustible es reprocesado y solo es necesario añadirle más U natural o empobrecido para fabricar el nuevo combustible, de ahí el ciclo cerrado del combustible (Enrique González-Romero, 2012).

Los nuevos diseños para la IV Generación quieren implantar plantas que utilicen estas dos metodologías, y hacer plantas duraderas sin perder en seguridad ni en eficiencia.

Estas dos metodologías no solo ganan en eficiencia si no también en sostenibilidad, ya que no se enriquece el combustible, lo que conlleva una menor extracción de uranio de las minas porque con un poco de combustible de uranio natural ya se obtiene Pu, y se ahorrarían los almacenamientos geológicos profundos, lo que provoca una gran ventaja para el plano económico.

ADS (*Accelerator Driven subcritical System*)

En los diseños actuales de reactores el contenido en actínidos (en particular el Am) está limitado por consideraciones de seguridad. El reciclado se podría complicar y encarecer su operación. Por estos motivos se diseñó un nuevo sistema nuclear que opera en modo subcrítico. Gracias a una fuente de neutrones adicionales a los de fisión que acopla un acelerador de protones de alta intensidad, dispone de la suficiente flexibilidad para aceptar combustibles con cualquier contenido en actínidos, plutonio y uranio de forma segura. Estos dispositivos son conocidos como ADS (*Accelerator Driven subcritical System*) (Enrique González-Romero, 2012).

Para acelerar estos neutrones se hacen estallar núcleos por estalación, es decir, se hace coincidir un haz de protones de alta energía sobre un blanco de un material pesado. Cuando estos protones chocan con los núcleos del blanco producen estalación, proceso mediante el cual se libera una gran cantidad de neutrones. La velocidad con la que salen disparados generara que sean capaces de transmutar los elementos radiactivos, es decir que pasen de tener una desintegración larga a una vida media, incluso corta.



3.3 REFRIGERANTE

La mayor parte de la energía desprendida por fisión es en forma de calor, con el fin de poder emplear este calor por el interior del reactor debe pasar por un refrigerante que lo absorba y transporte.

La producción de energía en el núcleo del reactor rápido es mayor, comparada con la de un reactor térmico, y por consiguiente, el refrigerante debe poseer muy buenas características de transferencia de calor.

En los reactores de IV Generación, la gran característica de cada uno de ellos viene dado por el tipo de refrigerante que utilizan.

GFR (Gas-Cooled Fast Reactor): Reactor rápido refrigerado por gas (He).

LFR (Lead-Cooled Fast Reactor): Reactor rápido refrigerado por plomo (Pb).

MSR (Molten Salt Reactor): Reactor rápido refrigerante por sales de fluoruro.

SFR (Sodium-CooledFast Reactor): Reactor rápido refrigerado por sodio (Na).

SCWR (Supercritical-Water Reactor): Reactor rápido refrigerado por agua (H₂O).

VHTR (Very High Temperature Reactor): Reactor rápido refrigerado por gas (He).

3.4 TEMPERATURA

La temperatura de operación depende del tipo de refrigerante que tenga cada reactor, y la capacidad que tenga el mismo de absorber dicho calor.

Debido a las temperaturas que alcanzaran todos los reactores de IV Generación, el ciclo primario para todos ellos será un ciclo Brayton, es decir, usamos este refrigerante de forma directa para accionar las turbinas, pero si por el contrario contamos con un segundo circuito, este podría actuar en un circuito Rankine. El rendimiento y la eficiencia de la planta vienen dados por la temperatura a la que trabaje el circuito. Los reactores de la IV Generación presentan una eficiencia más alta que los reactores comerciales hasta el momento. Normalmente el ciclo Rankine acompaña a un cambio de estado (normalmente de líquido a gas) producido en el circuito, mientras que el ciclo Brayton se utiliza cuando no se produce ningún cambio de estado.

Por lo que el circuito primario de los reactores de IV Generación, será de ciclo Brayton, y si tenemos un segundo o tercer circuito, si en el existe cambio de estado, el ciclo será Rankine.

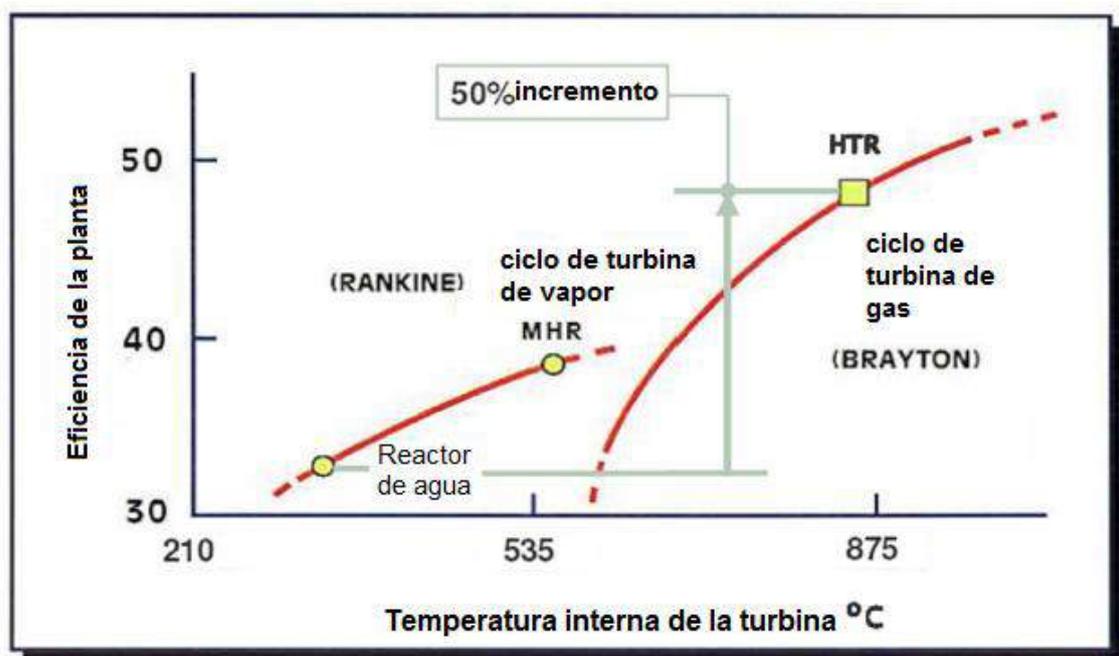


Fig.3: Grafica de aumento de la temperatura con respecto a la eficiencia. Y separa en dos los ciclos de las turbinas (Rankine y Brayton) (Página web: Foro nuclear)



3.5 PRESIÓN

La primera presión que nos encontramos es la del circuito primario que será alta o baja dependiendo del tipo de reactor.

Cuando en el cuadro hablamos de presión alta nos referimos a valores comprendidos entre 7-15 MPa, mientras que los valores más bajos de la presión comprenden valores de atm a algún MPa.

Esta presión junto con la temperatura son modificadas en momentos de sobrecalentamiento como ocurre en dos de los reactores que estudiaremos en este proyecto, GFR (Gas-Cooled Fast Reactor) y SCWR (Supercritical-Water Reactor).



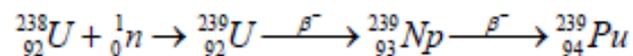
3.6 COMBUSTIBLE

El tipo de combustible que utilizaremos, va a depender del tipo de reactor de IV Generación.

3.6.1 Uranio 238

Los reactores de IV Generación aprovechan el U natural extraído o los restos de U empobrecido utilizado para el enriquecimiento, convirtiendo todo este U^{238} en PU^{239} , que es el encargado de producir las fisiones que producen energía y electricidad. La mayoría del plutonio (Pu^{239}) se consume en el reactor ya que se comporta como el Uranio (U^{235}) y sus fisiones liberan una cantidad equivalente de energía. Cuanto más alto sea el quemado, menos plutonio queda en el combustible irradiado, pero un valor típico del plutonio en el combustible irradiado es de un 1%.

En la siguiente ecuación observamos la desintegración del U^{238} en Pu^{239} .



Los sistemas de la IV Generación que utilizan como combustible U^{238} , necesitaran una cierta cantidad de Pu inicial para comenzar la reacción en cadena, pero una vez la operación este en marcha, los reactores de espectro rápido pueden ser capaces de generar tanto Pu como el que consumen. Aunque si tenemos en cuenta la relación de reproducción son capaces de producir incluso más del que consumen.

Tras la utilización del combustible en estos reactores hasta los límites que regula la legislación de nuestro país, el combustible gastado es reprocesado y solo es necesario añadirle más U natural o empobrecido, para que el reactor fabrique nuevo combustible. A medida que se realizan recargas, el reactor puede llegar a sufrir pero los diseños innovadores esperan que acepten las sucesivas generaciones de combustibles reprocesados, sin reducir ni su seguridad ni su eficiencia.

Con este combustible, se consigue mejorar notablemente la autonomía energética pues únicamente es necesario disponer de U natural o empobrecido que elimina la necesidad del enriquecimiento y la cantidad de U necesaria para operar los reactores durante años es modesta.



3.6.2 UF₄ en sal

Tetrafluoruro de uranio (UF₄) es un compuesto de uranio sólido, verde y cristalino, con muy baja presión de vapor y muy baja solubilidad en agua.

El UF₄ es generalmente el intermediario en la conversión de hexafluoruro de uranio (UF₆) a óxidos de uranio (U₃O₈ o UO₂) o uranio metálico. Se forma por la reacción de UF₆ con hidrogeno gaseoso en un reactor vertical de forma cilíndrica, o a través de la activación de fluoruro de hidrogeno sobre dióxido de uranio. El UF₄ es menos estable que los óxidos de uranio y a temperatura ambiente, reacciona lentamente con la humedad formando UO₂ y HF, que son muy corrosivos

3.6.3. MOX

MOX, abreviatura de Mixed Oxide (Mezcla de Óxidos), es un tipo de combustible utilizado en los reactores nucleares de fisión, compuesto por una mezcla de óxido de uranio natural, uranio reprocesado o uranio empobrecido, y oxido de plutonio. La proporción de plutonio en este combustible varía de un 3% a un 10 %. Este combustible siempre viene acompañando al combustible principal que en los reactores de IV Generación será uranio natural.

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

Fabricación del combustible MOX:

El combustible MOX puede fabricarse moliendo juntos el oxido de uranio (UO₂) y de plutonio (PuO₂), esta mezcla de óxidos se compacta para formar los "PELLETS". Pero este proceso tiene la desventaja de qué forma grandes cantidades de polvo radiactivo. Una alternativa es mezclar una solución de nitrato de uranio y nitrato de plutonio en acido nítrico. Esta mezcla, posteriormente, se transforma en un sólido utilizando una base de ligadura, calcinando más tarde el sólido, que se convierte en una mezcla de óxidos de uranio y plutonio para formar las pastillas que se introducen en las vainas del reactor.



Fig.4: "Pellets", o combustible MOX. Pastillas de combustible sintético aptas para la introducción en las barras de combustible de los reactores nucleares. Carlevaris, R., Gómez Constenla, C., Rey,E.A; 2015)



3.6.4 Oxido de Uranio (UO₂)

Dióxido de uranio o de oxido de uranio con formula química UO₂, es un sólido negro con red cristalina. Una de las notables propiedades de dióxido de uranio es su muy baja conductividad térmica que conduce a tener que reducir el diámetro de las barras de combustible con el fin de limitar el valor de la temperatura. También puede causar sobrecalentamiento local en el corazón de combustible nuclear.

Se utiliza principalmente en las barras de combustible nuclear, principalmente en forma UO₂ o mezclado con dióxido de plutonio (PuO₂) para la obtención de MOX.

3.6.5 Torio

El torio es un elemento químico de símbolo Th y número atómico 90. Es un elemento de la serie de los actínidos que se encuentra en estado natural en los minerales. En estado puro es un metal blando de color blanco-plata que se oxida lentamente, convirtiéndose en gris y finalmente en negro. Si se tritura finamente y se calienta, arde emitiendo luz blanca.

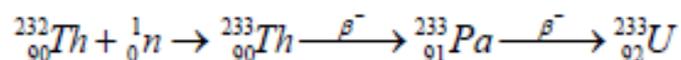
Hay depósitos importantes: India, Australia, Brasil, Canadá, Egipto, Estados Unidos, Groenlandia, Noruega, Rusia, Sudáfrica y Venezuela.

Durante los últimos 40 años ha habido un interés en la utilización del torio como combustible nuclear, ya que es más abundante en la corteza terrestre que el uranio. Además, todo el torio extraído es utilizable en un reactor.

La tecnología para utilizar el torio como combustible nuclear esta en desarrollo.

Para poder aprovechar la radiactividad del torio como fuente de energía, habría que transformar el Th²³² en U²³³. Esta conversión puede llevarse a cabo en reactores especiales, en los que en comparación con el combustible nuclear con uranio, se produce menos plutonio y otros elementos transuránicos.

En la siguiente ecuación observamos la desintegración del Th²³² en U²³³.



El torio no es un material fisible con neutrones térmicos (lo que quiere decir que no es capaz de fisionarse), por lo que no puede mantener una reacción en cadena por sí solo. A pesar de no ser un material fisible, su potencial como combustible se debe a que es un material fértil, lo que quiere decir que si se le bombardea con neutrones se transmuta en un material fisible, en este caso el Th²³² se convierte en U²³³. A este proceso de transmutación se le conoce como ciclo del torio.

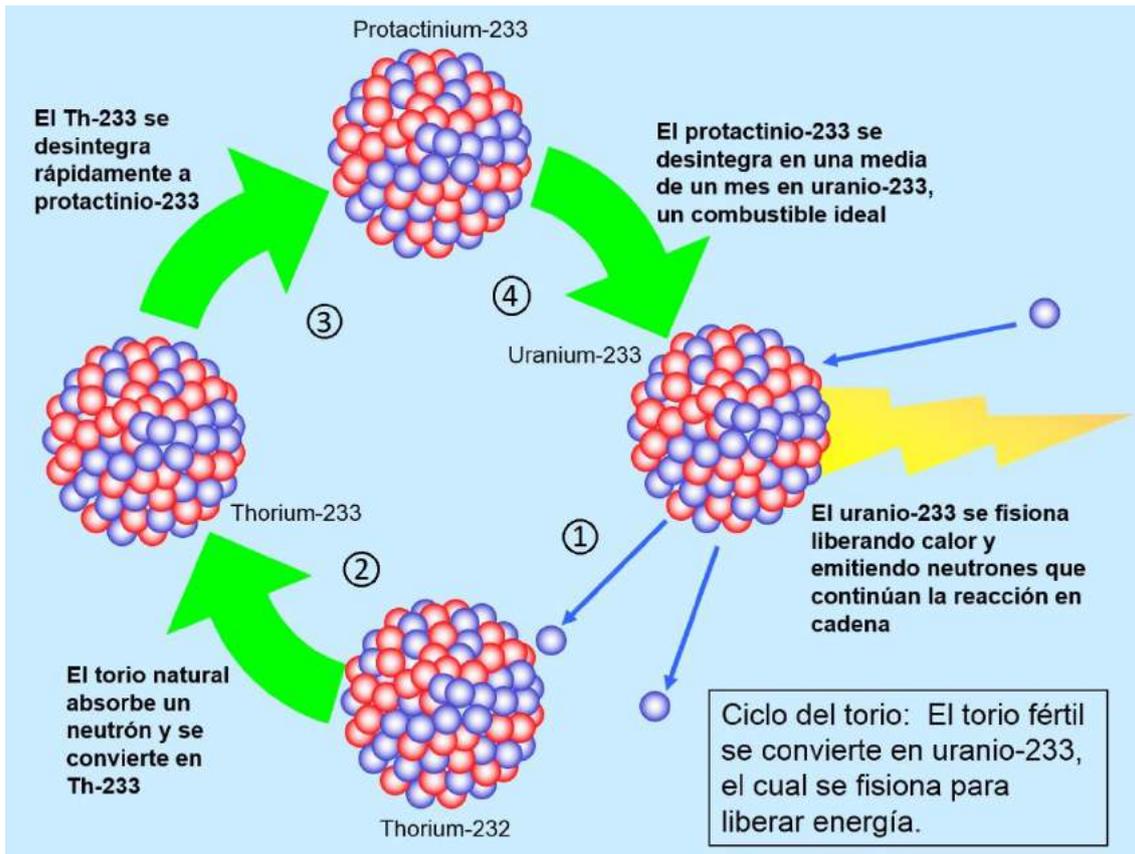


Fig.5: Proceso de generación de U233 a partir de Th232 y un neutrón. (Página web: www.energiadeltorio.es).

La gran ventaja del torio es que tiene una buena capacidad para capturar neutrones, y puede ocurrir entonces que más de la mitad de los neutrones disponibles en el reactor, sean capturados por el torio. Lo que se traduce en que, al final, se produce más U^{233} del que se fisiona. Esto hace que no sea necesario ir añadiendo material fisible cada cierto tiempo al reactor, tan solo ir abasteciéndolo con material fértil (torio), pues el mismo reactor ya se encarga de producir su propio combustible.

3.7 POTENCIA

Los reactores cuyo fin es comercial sirven para suministrar energía y generar electricidad. Un reactor nuclear convierte el calor generado (potencia térmica) en potencia eléctrica.

Potencia térmica MWt, depende del diseño del propio reactor nuclear y se refiere a la cantidad y calidad del vapor que produce. Potencia bruta en MWe, indica la potencia producida por la turbina de vapor y el generador conectados, y también tiene en cuenta la temperatura ambiente del circuito del condensador (más frío significa más energía eléctrica, más caliente significa menos). Potencia eléctrica neta MWe, es el potencia disponible para ser enviada de la planta al transformador, después de deducir la energía eléctrica necesaria para ejecutar el reactor (bombas de enfriamiento y de alimentación) y el resto de la planta.

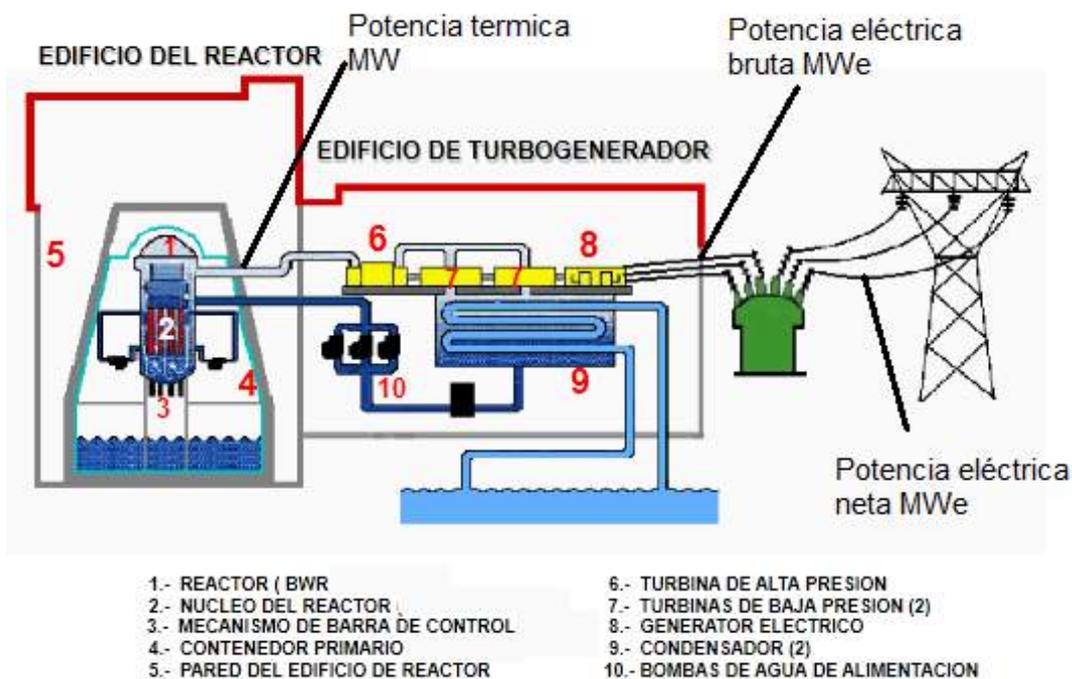


Fig.6: Distribución de una central nuclear. (Foro nuclear; rinconeducativo, componentes de una central nuclear)

La relación entre éstos se expresa de dos maneras:

Eficiencia térmica%, es la relación entre potencia eléctrica bruta MWe y la potencia térmica MW. Esto se refiere a la diferencia de temperatura entre el vapor del reactor y el agua de refrigeración. Es a menudo 33-37%.

Eficiencia neta%, la relación entre la potencia eléctrica neta MWe obtenida y la potencia térmica MW. Esta es un poco más baja, y permite el uso de la planta.

La unidad en el Sistema Internacional de Unidades de la potencia es el vatio (W). La potencia eléctrica acostumbra a ser una tercera parte de la potencia térmica.



3.8 CICLO DEL COMBUSTIBLE

Se conoce como ciclo del combustible nuclear al conjunto de operaciones necesarias para la fabricación del combustible destinado a las centrales nucleares, así como al tratamiento del combustible gastado. El ciclo abarca el proceso de la salida del mineral de la “mina” para la fabricación del combustible y su devolución en forma transformada, ya utilizada, a la mina o almacén subterráneo.

Se definen dos tipos de ciclo, el ciclo abierto y el ciclo cerrado, los reactores de IV Generación la mayoría presentan un ciclo de combustible cerrado avanzado.

3.8.1 Ciclo abierto

El ciclo abierto recibe este nombre porque el material nuclear pasa una sola vez por el reactor nuclear.

En el caso del ciclo abierto, el combustible gastado, tras unos años de estancia en la piscina de la central ATI (Almacenamiento Temporal Independiente), se puede considerar como residuo radiactivo, en cuyo caso se ha de procesar su gestión definitiva, y será almacenada en un ATC (Almacenamiento Temporal Centralizado). A la espera de ser enterrado definitivamente en un AGP (Almacenamiento Geológico Profundo). El único inconveniente de este ciclo, son los actínidos y la materia volátil radiactiva, que una vez enterrados en la AGP, tienen desde días hasta décadas de desintegración.

Ciclo abierto

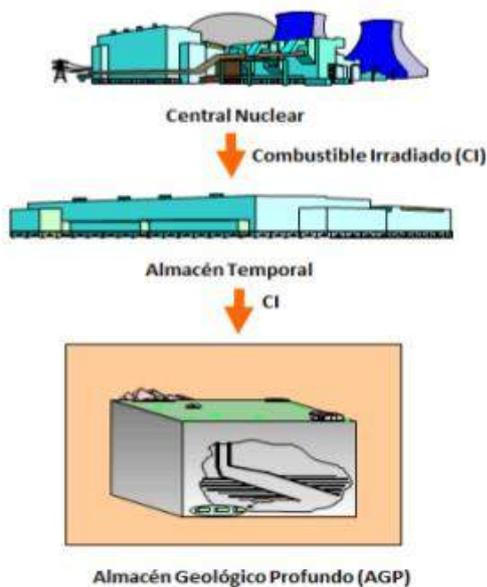


Fig.7: En la imagen podemos observar de forma grafica, el ciclo abierto del combustible gastado. (García, 2014).

3.8.2 Ciclo cerrado

El ciclo cerrado, recibe este nombre porque es aquel en el cual el material nuclear después de pasar por el reactor nuclear, es reprocesado, esto se hace a fin de reutilizar material radiactivo aun útil en los residuos.

En el caso del ciclo cerrado, el combustible gastado, tras unos años de estancia en la piscina de la central ATI (Almacenamiento Temporal Independiente), se puede considerar como residuo radiactivo, pero al contrario que el ciclo abierto, este residuo se considera como un producto del cual se pueden recuperar el uranio y el plutonio que contienen y posteriormente sacarle aprovechamiento energético.

Ciclo cerrado (—) y ciclo cerrado avanzado

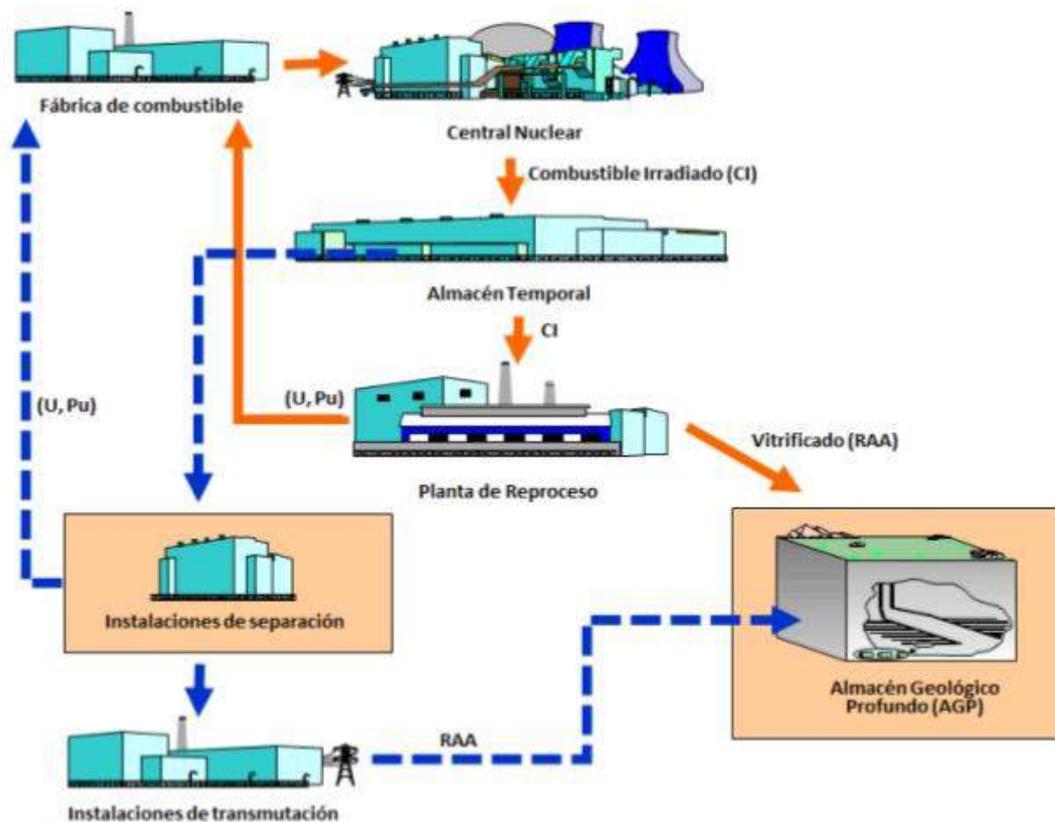


Fig.8: En la imagen podemos observar de forma grafica, el ciclo cerrado del combustible gastado. (García, 2014).

Reprocesado

Una vez el combustible nuclear ha pasado un tiempo en las piscinas de la central, el residuo nuclear puede ser reprocesado para recuperar materiales aun útiles para su futuro uso en las centrales nucleares. Esta característica viene dada gracias a que el combustible utilizado en la central sigue teniendo un alto contenido energético.



En la planta de reproceso se produce la separación del U y el Pu, de los actínidos y materiales de fisión. El proceso más utilizado hasta ahora en las centrales nucleares es el hidrometalúrgico "PUREX, "Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction". Este proceso consiste en extraer un metal, aplicando reacciones que ocurren en un medio acuoso, usando soluciones líquidas, acuosas y orgánicas.

El material reprocesado (U y Pu), es mandado a la fábrica de combustible, donde se recicla, que consiste en la fabricación de nuevo combustible de uranio. El material reutilizado puede llegar a contener un 4% de U²³⁵, y la parte restante proporcional será U²³⁸ que se mezcla con plutonio en una proporción del 8%, para fabricar combustible MOX.

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

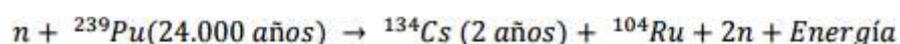
3.8.3 Ciclo cerrado avanzado

Es el ciclo del combustible que presentaran los reactores nucleares de IV Generación, el reprocesado es el mismo, pero los elementos volátiles y actínidos son tratados de manera diferente.

Reprocesado

Cuando el U y el Pu, se han separado de los productos de fisión, son recuperados como elementos combustibles, que pueden volver a introducirse en una central nuclear. Por otro lado los actínidos y los productos de fisión, son enviados a reactores ADS (*Accelerator Driven subcritical System*), para transmutarlos, que no es más que un proceso de conversión de un elemento a otro.

Todo esto implica inducir reacciones nucleares y transformar un tipo de elemento en otro que tenga una vida más corta.



En la anterior reacción por fisión observamos como un elemento como el Pu, con una vida de 24.000 años, es transformado en un elemento como el Cs que presenta una vida media de 2 años, y en rutenio Ru elemento estable. Esto sería un ejemplo de transmutación de actínidos.

Después de reducir la vida de los actinos, para completar su ciclo, son enviados a un almacén geológico profundo, pero los años en los que aun es radiactivo el elemento, se reducen de forma significativa, como hemos observado en el ejemplo del Pu, que pasa de vivir décadas, a solo dos años.

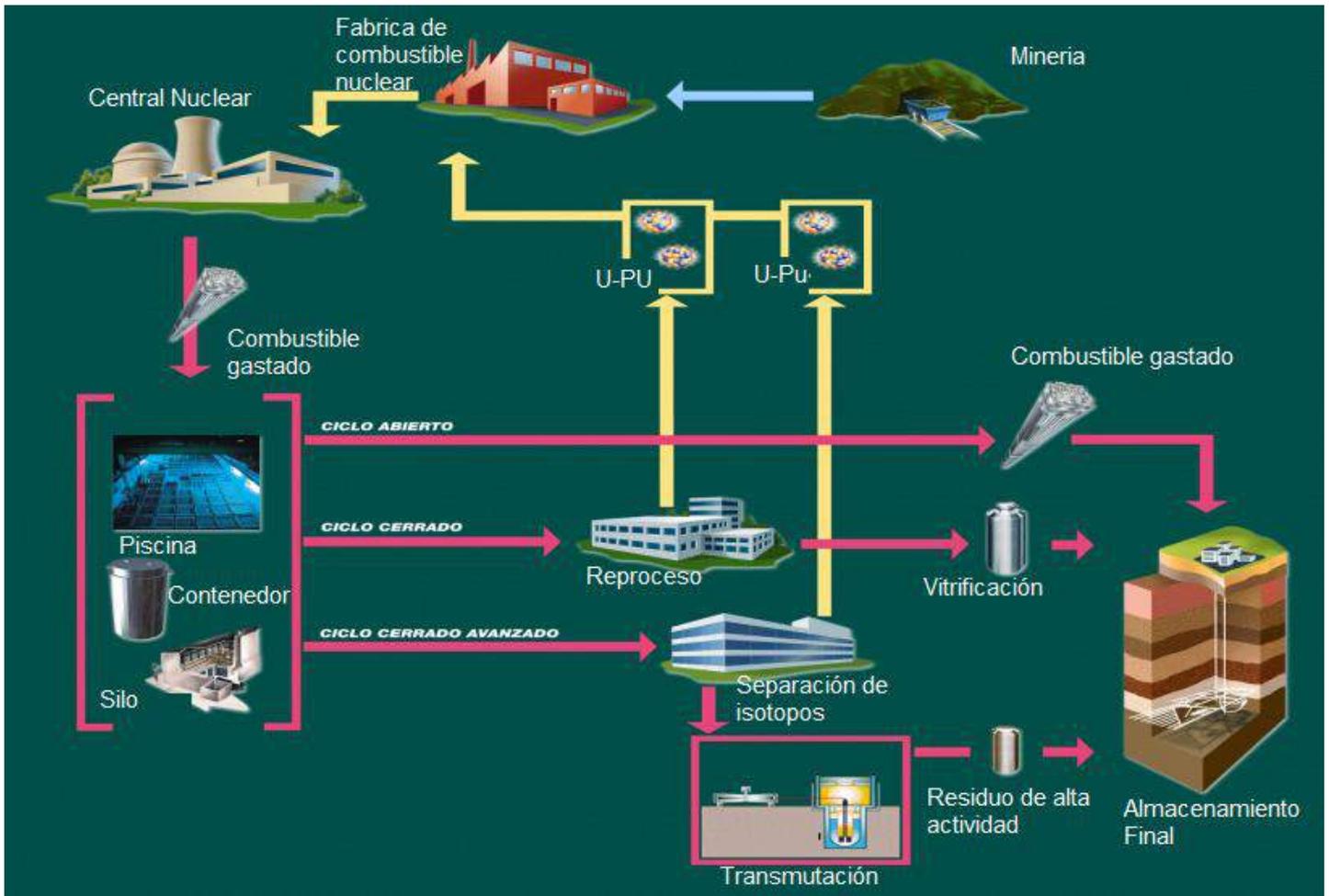


Fig.9: Descripción de forma grafica de los distintos ciclos de combustible. (García, 2014).



3.9 USOS

3.9.1 Producción de electricidad

Para producir electricidad habitualmente necesitamos algo que produzca movimiento, que sea capaz de accionar un generador. Ese algo, generalmente, suele ser vapor de agua. El vapor se emplea en casi todas las centrales térmicas, es decir, de carbón, de fuel-oil, de gas y también en las nucleares. Cuando este vapor se comprime mucho tiene mucha energía, que se transfiere por medio de una turbina al generador eléctrico. Al perder esa energía el vapor deja de tener alta densidad y ya no es capaz de producir movimiento, por lo que es enfriado y recuperado en forma de agua líquida. Lo que diferencia a las centrales entre sí, es lo que produce el calor. En el caso del carbón es su combustión, al pasar de carbono a CO_2 (dióxido de carbono), una vez se combina con el oxígeno de la atmosfera. En el caso del gas natural es la rotura del enlace de metano (CH_4) al combinarse con el oxígeno de la atmosfera para formar CO_2 y H_2O (agua). En el caso de las centrales nucleares de agua ligera es la rotura de los núcleos de los átomos de uranio U^{235} y también del plutonio Pu^{239} que se va formando a medida que se irradia el U^{238} contenido en las barras de combustible.

3.9.2 Producción de hidrogeno

La industria nuclear es la que con más fuerza a estudiado y promovido los ciclos termoquímicos de producción de hidrogeno, buscando un ciclo adecuado para su integración con el calor suministrado por un reactor nuclear.

Aunque los reactores hasta ahora conocidos, no todos ellos podían ser susceptibles de generar hidrogeno, sin embargo, en los diseños de la IV Generación que estudiamos en este proyecto, hay posibles generadores de hidrogeno. Estos reactores basados en reactores rápidos, y en algunos casos de muy alta temperatura (pudiendo alcanzar la temperatura deseada para la fabricación de hidrogeno), podemos encontrar aquellos que siguen un ciclo Brayton con regeneración adecuados para la producción de hidrogeno, tales como:

- El GFR con una temperatura de trabajo de 550°C a 850°C.
- El VHTR con temperaturas de trabajo de 850°C a 1000°C.
- El LFR con temperaturas de trabajo 550°C a 850°C.
- El MSR con temperaturas de trabajo de 700°C a 800°C.

El hidrogeno puede obtenerse usando energía nuclear como fuente de energía primaria, por medio de fractura térmica de la molécula del agua, electrolisis o procesos termoquímicos, las tres alternativas son libres de emisiones de carbono. El proceso de fractura de la molécula de agua tienen una eficiencia de entre 40% y 60%, sin embargo la temperatura necesaria para este proceso es de 850°C. Estas temperaturas son alcanzadas únicamente por los reactores de alta temperatura.

4. REACTORES DE IV GENERACIÓN

4.1 GFR (Gas-Cooled Fast Reactor)

El sistema GFR es un reactor de espectro rápido refrigerado por helio de alta temperatura con un ciclo del 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 residuos a través del reprocesamiento múltiple del combustible, y la fisión de actínidos de larga vida, con los sistemas de alta temperatura dando lugar a una alta eficiencia del ciclo térmico.

Las ventajas del refrigerante de gas son:

- El gas es químicamente inerte, permitiendo el funcionamiento de alta temperatura sin corrosión y radiotoxicidad.
- Se elimina del proceso la ebullición.
- El gas helio tiene baja moderación de neutrones.

Uno de los grandes problemas que presentan este tipo de reactores es el rápido calentamiento que sufre el núcleo, provocado por la baja inercia térmica del gas, que no es más que la cantidad de calor que puede conservar un cuerpo y la velocidad con que lo cede o absorbe. Además, la densidad del refrigerante de gas es demasiado baja para lograr una convección natural suficiente para enfriar el núcleo, por lo que no se considerara un sistema pasivo. El siguiente gran problema es reducir la probabilidad de despresurización total de todo el sistema (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

A partir de 2014 el modelo original del reactor GFR de 600MWt, paso a ser sustituido por el modelo GFR de la actualidad de 2400MWt. Aunque el de 600 MWt todavía no está descartado como un pequeño modulo de energía.

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. Una de las soluciones fue crear tres circuitos independientes para que no surgiera ninguna pérdida de flujo, es decir, la GIF firmo el acuerdo para crear ciclos indirectos a lo largo de los circuitos, con un circuito primario de helio, que calentara un circuito secundario, y este a su vez, calentara un tercer circuito que destinara el vapor a las turbinas (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

Se trabaja en un combustible de placas planas cerámicas, que alojen en su interior pequeñas pastillas de carburos, y que deben de proporcionar excelentes cualidades de confinamiento para los productos de fisión a altas temperaturas. Estas placas se disponen dentro de elementos de combustible hexagonales.

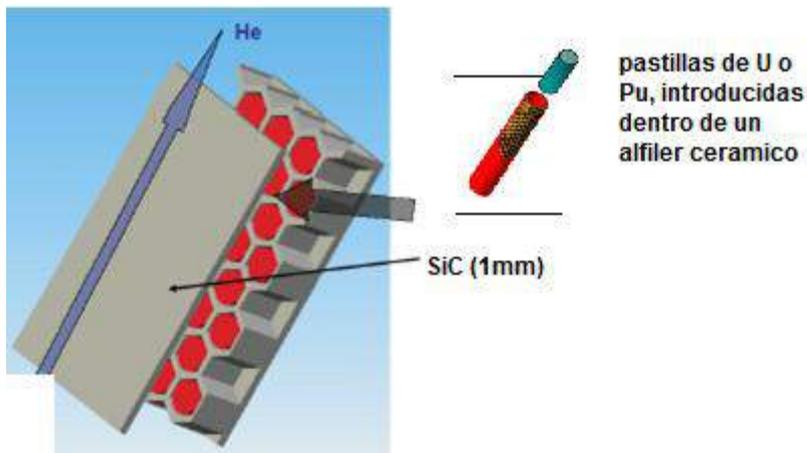


Fig.10: Placa del elemento combustible del GFR. (Vasile, 2017)

El alfiler cerámico que contiene las pastillas de combustible, consta de una capa finísima interior de carburo de silicio (SiC), una malla metálica intermedia, y una nueva capa exterior de SiC.

En las severas condiciones de trabajo que requiere este sistema los materiales metálicos pueden presentar limitaciones asociadas a falta de estabilidad dimensional, fatiga, fragilizarían debido al helio, y corrosión. Por este motivo, se ha planteado la necesidad de evaluar otros materiales (UC, PuC, SiC, ZrC, Zr_3Si_2) como posibles candidatos, como aceros con recubrimiento con buena resistencia a la corrosión y alta conductividad térmica y materiales compuestos metalcerámicos.

El sistema cuenta con ventiladores específicos, necesarios para hacer frente a las diferentes presiones entre las que oscilara el proceso de funcionamiento (de 1 a 70 bar). Barreras térmicas durante el proceso de funcionamiento normal, como protección de las estructuras metálicas que protegen el flujo de helio caliente (850°C). Estas barreras deben seguir efectivas hasta temperaturas de 1.250°C, y trabajando con velocidades de 60 m/s. En cuanto a seguridad se debe crear una buena instrumentación que pueda soportar las condiciones de trabajo de estos reactores, para mediciones de temperatura con el fin de detectar puntos calientes en el revestimiento del combustible, monitorización de temperaturas estructurales, mantenimiento del combustible, incluso faltas en el flujo de helio (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

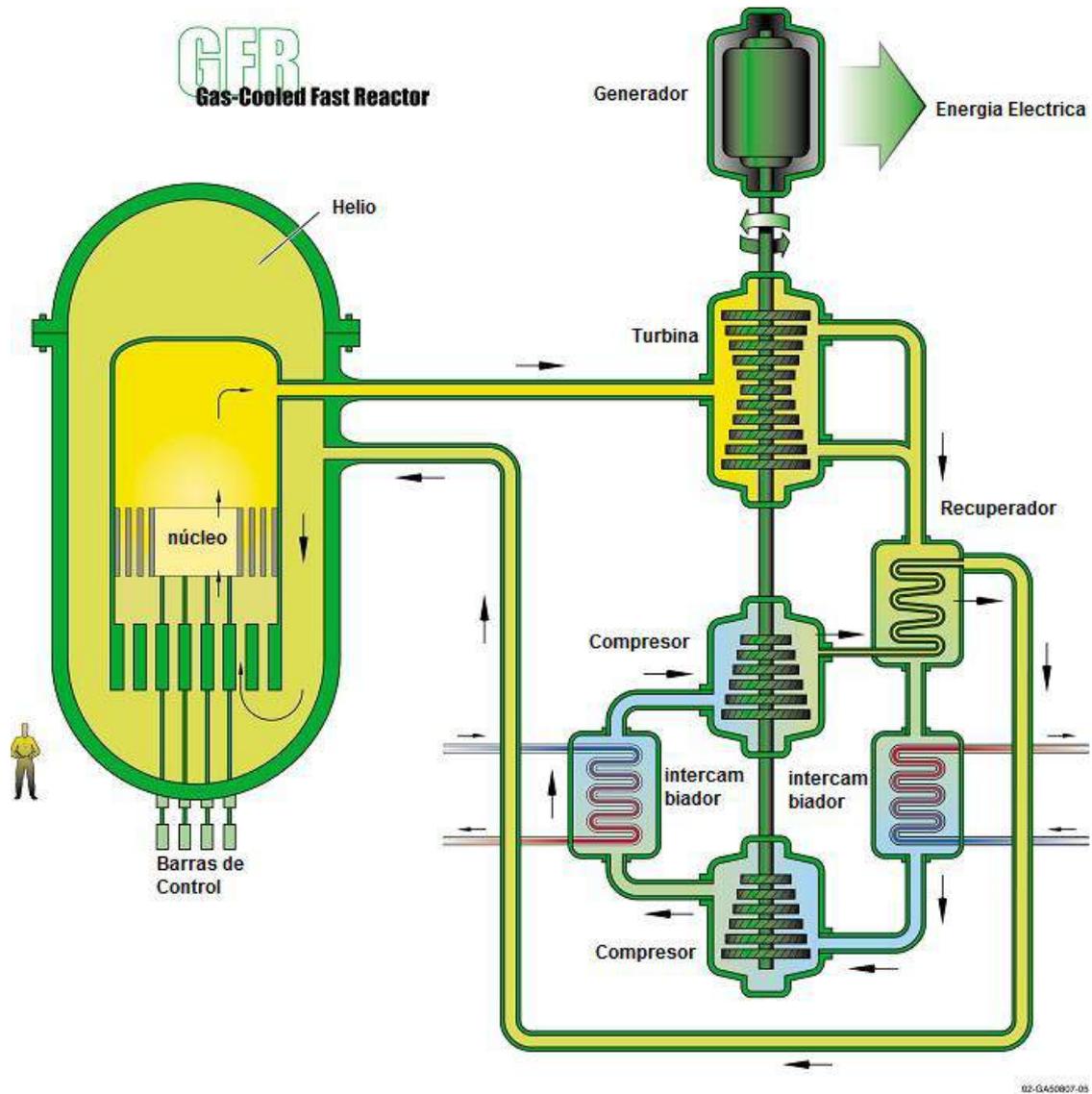


Fig.11: Propuesta de diseño del reactor GFR. (GIF, Generation IV International Forum).

La figura 16 representa el modelo general que presento la GIF en 2002, contaba con un solo circuito cerrado. Pero en el 2014 la propuesta de 2002, ha quedado relegada por los problemas que aún quedan por resolver con respecto a la perdida de flujo del refrigerante. Por lo que le nuevo diseño consta de tres circuitos de helio en serie, el primer circuito es el propio núcleo del reactor, que calienta un ciclo secundario de He-N₂ 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 trasferido su calor pasaran a un recuperador que los devolverá de nuevo a ser calentados. De manera que ninguno de los tres circuitos pierde flujo (fig12).

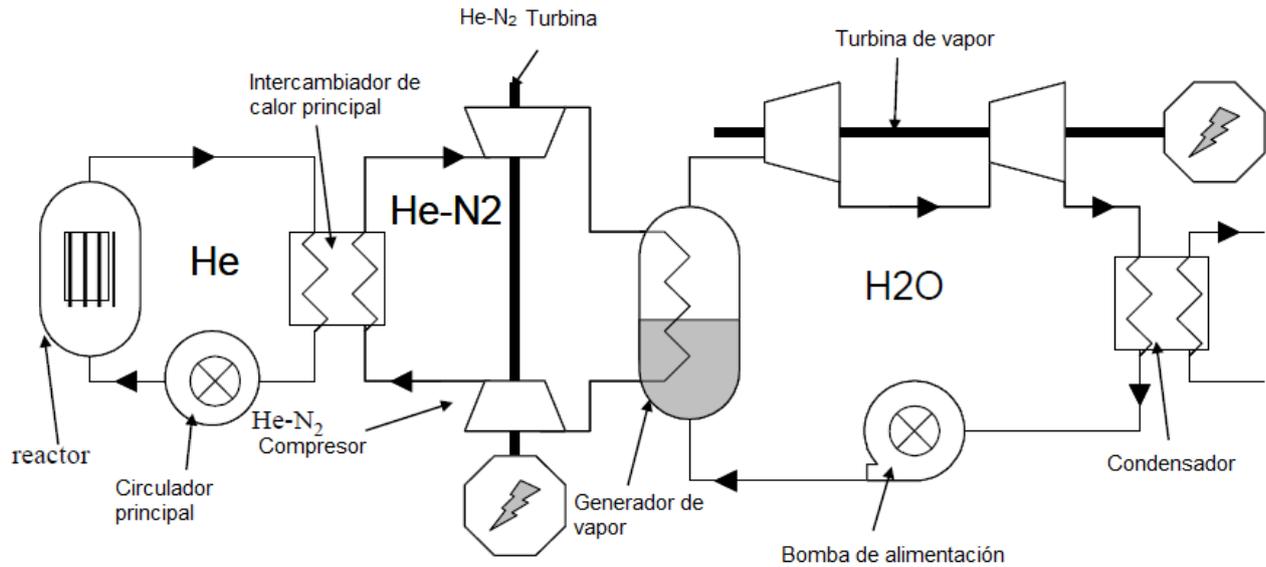


Fig.12: simulaci3n de los tres circuitos propuestos en la 3ltima hoja de ruta de la GIF. (Gad3, 2014).

Esta tecnologa se encuentra en la etapa de viabilidad, aun son muchas las inc3gnitas con respecto al flujo del reactor, pero se estima que la fecha de construcci3n de los prototipos a pequea escala ser3 para el 2022. Se estima siendo bastante optimista que la demostraci3n de estos reactores estar3 comprendida entre la d3cada de 2030 a 2040.



4.1.1 ALLEGRO (reactor experimental de investigación)

El proyecto del reactor experimental ALLEGRO se está llevando a cabo por un consorcio de cuatro países europeos (República Checa, Hungría, Polonia y República Eslovaca).

ALLEGRO será el primer reactor refrigerado por gas helio, y de espectro neutrónico rápido en construirse. Será el banco de pruebas para calificar y desarrollar el combustible de alta temperatura y además para probar la densidad de potencia que requiere este sistema a escala comercial (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

La potencia del reactor será de 75 MWt, sin producción de electricidad. El objetivo es poner el reactor en funcionamiento en la segunda parte de la próxima década. El sistema debe ser lo suficientemente similar al GFR, aunque la cantidad de potencia del sistema GFR será 2400 MWt (Gadó, J., 2014).

El prototipo a escala comercial contara con una potencia térmica de 2400MWt, y será lo suficientemente parecido al reactor de investigación ALLEGRO.

Potencia	75MW(t) / 25MWe (investigación) 2400MWt/ 800MWe (comercial)
Diámetro núcleo	3.2 m
Altura núcleo	14 m
Combustible	UPu/SiC (70%/30%)
Temperatura refrigerante	260/516°C 490/800°C
Máximo de temperatura	850°C
Eficiencia	48% aproximadamente
Presión	7 MPa 9 MPa



4.2 LFR (Lead-Cooled Fast Reactor)

Los LFR son reactores rápidos que utilizan metal líquido como refrigerante. Considerando las temperaturas tan elevadas del sistema, y la sección eficaz de captación de neutrones, la mejor alternativa es el plomo, o alguna de sus aleaciones, en particular el eutéctico de plomo-bismuto. Funcionan a presión atmosférica y a altas temperaturas debido al punto de ebullición que presentan estos refrigerantes (hasta 1.743°C).

Estos refrigerantes presentan características atractivas como:

- El plomo y el bismuto son químicamente inertes, no existe reacción exotérmica (combustión) entre el plomo y el agua o el aire.
- El punto de ebullición alto del plomo elimina el riesgo de incendio del núcleo.
- La alta densidad del refrigerante contribuye a la dispersión del combustible en lugar de compactarlo en caso de destrucción del núcleo.
- Presentan una gran inercia térmica.
- El plomo protege de los rayos gamma, y retiene yodo y cesio a temperaturas de hasta 600°C, reduciendo así la liberación de productos volátiles de fisión.
- La baja moderación de neutrones permite un mayor espacio entre los elementos combustibles, lo que provoca que no haya caídas de presión en el núcleo y reduce el riesgo de bloqueo de flujo dentro del núcleo, permitiendo el enfriamiento por convección natural en el sistema primario para la eliminación del calor.

Pero aun presentando tantas ventajas siempre hay problemas que solventar, como la necesidad de un control químico del refrigerante para prevenir los efectos de corrosión del plomo sobre los aceros estructurales a altas temperaturas y caudales significativos de plomo, y problemas sísmicos y estructurales debido al peso del refrigerante. Los problemas en la seguridad vienen dados por la opacidad del plomo, a la hora de inspeccionar y monitorear los componentes internos del reactor. Un claro ejemplo sería, la temperatura de fusión del plomo (327°C) que requeriría un sistema de refrigeración que mantuviera las temperaturas adecuadamente altas para evitar la solidificación del plomo. Un problema adicional que contemplan estos reactores, está relacionado con la acumulación de polonio volátil, (Po^{210}), que es un fuerte emisor de radiación alfa (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

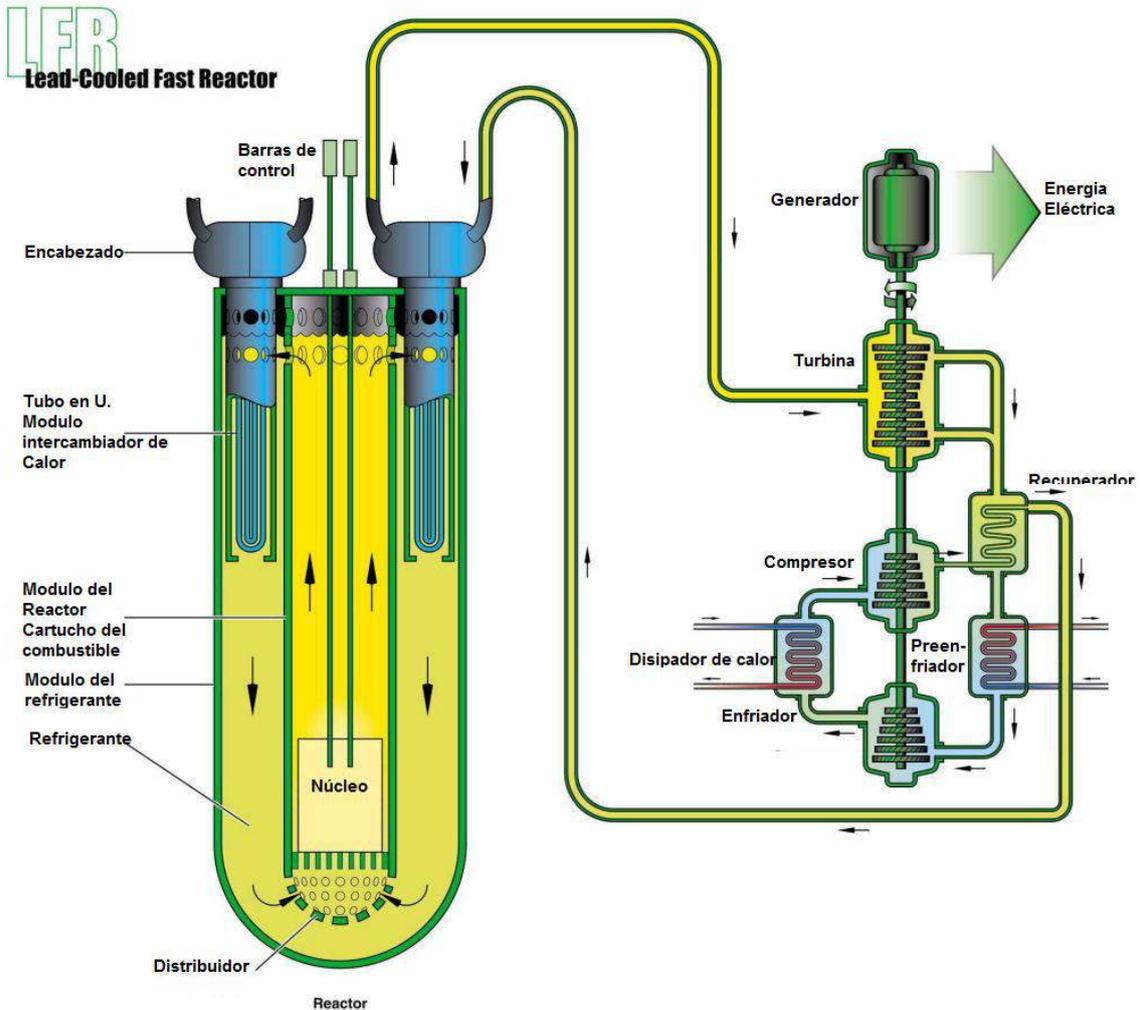


Fig.13: Propuesta de diseño del reactor LFR. (GIF, Generation IV International Forum).

La configuración típica de LFR es una configuración de tipo de piscina sin un sistema intermedio de intercambiadores de calor. Debido a la inercia química del refrigerante, el sistema secundario (que suministra CO_2) se puede interconectar directamente con el lado primario usando generadores de vapor sumergidos en la piscina (fig14). La eficiencia esperada del ciclo secundario de los sistemas LFR es superior al 42%.

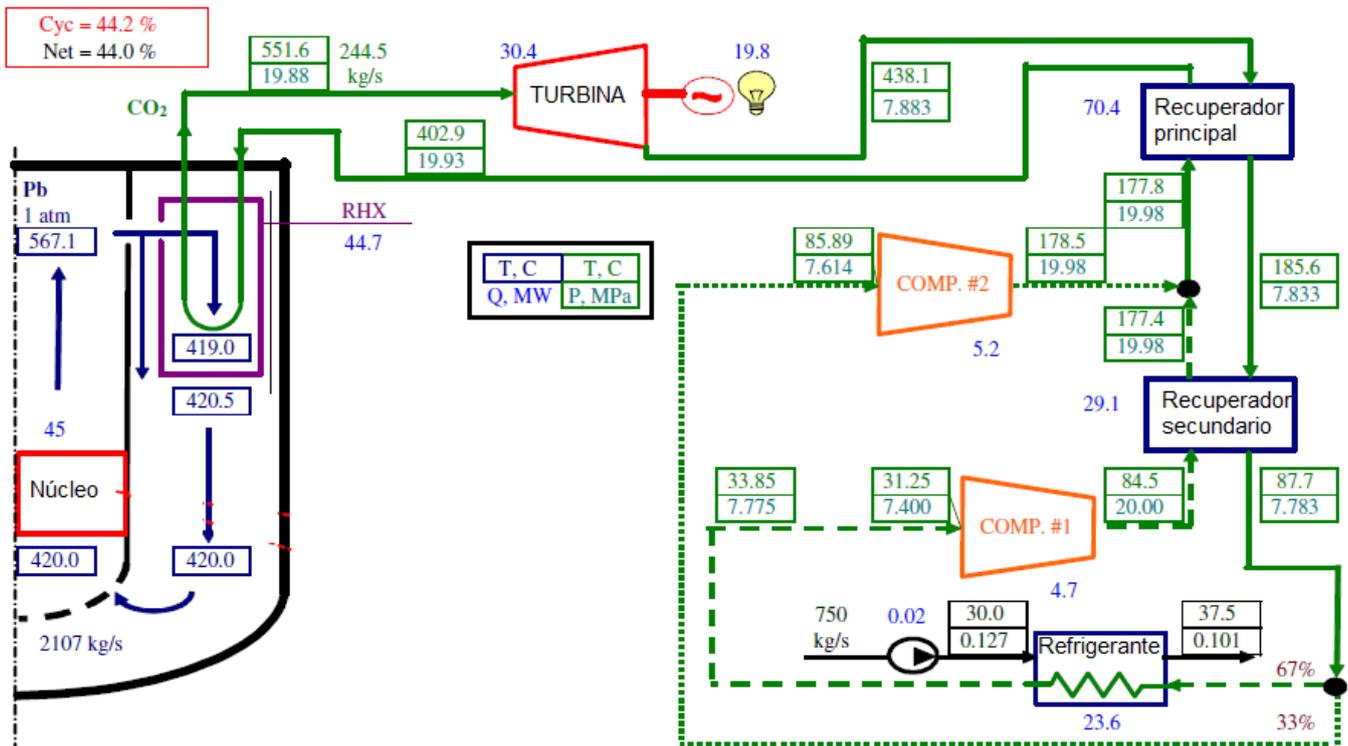


Fig.14: Desarrollo del sistema SSTAR estadounidense (*Small Sealed Transportable Autonomous Reactor*). (CINOTTI, L., et al. 2008).

Consta de dos circuitos cerrados, el primario es el mismo núcleo del reactor refrigerado por plomo, y el segundo es un circuito cerrado de CO₂, que activa las turbinas. El segundo circuito se introducirá en la piscina del reactor por un generador de vapor, y el plomo irá calentando el segundo circuito. En la imagen (Fig.14) podemos observar las temperaturas de los dos circuitos, en azul las del núcleo y en verde las del circuito de CO₂, también la potencia térmica, la presión del segundo circuito.

El sistema LFR presenta un ciclo de combustible cerrado para la conversión del uranio fértil y el manejo de actínidos. La resistencia a la proliferación y los objetivos de protección física se consiguen utilizando combustible MOX. Por lo que tendremos un combustible de U²³⁸ y mezcla de óxidos (MOX) (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

El objetivo de seguridad pretende conseguirse aprovechando las características inherentes del refrigerante, tales como su inercia química, así como propiedades de difusión neutrones que permiten el uso de sistemas de seguridad pasivos.



Los sistemas LFR identificados por GIF incluyen una amplia gama de clasificaciones de plantas, desde pequeñas, a intermedias y grandes (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014). Las opciones consideradas son:

- Un pequeño sistema transportable de 10-100 MWe de tamaño (Pequeño Reactor Autónomo Transportable Seguro o SSTAR - Estados Unidos) que tiene una vida útil muy larga.
- Un sistema de tamaño intermedio (BREST 300 - Rusia).
- Y un sistema más grande con una potencia nominal de unos 600 MWe (European Lead Fast Reactor o ELFR - Euratom), destinado a la generación de energía conectada a la red.

Los prototipos de investigación comenzaron a ser construidos en 2012, y se calcula que para 2021 estarán construidos para las pruebas de demostración sin producción de energía.



4.2.1 ELSY (European Lead-Cooled System)

Un paso importante en el desarrollo de un reactor rápido crítico refrigerado con plomo en Europa comenzó en 2006, cuando EURATOM decidió financiar ELSY (European Lead cooled SYstem). El proyecto ELSY, coordinado por Ansaldo Nucleare, desarrolló un diseño preconceptual muy innovador de una planta industrial para la producción de electricidad capaz de cerrar el ciclo del combustible (Frogheri, M.; Alemberti, A.; Mansani, L. 2015).

Para poder llegar al proyecto ELSY, EURATOM en 2010 con el fin de demostrar que la tecnología planteada para este reactor funcionaba diseño una planta conceptual de tamaño industrial denominada ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator).

ALFRED, en su papel de demostrador LFR, demostrará la viabilidad de la tecnología LFR para su uso en una futura central eléctrica comercial, siendo el primer eslabón de la cadena tecnológica conectada a la red eléctrica. Se espera que reduzca significativamente la incertidumbre en la construcción y la concesión de licencias. Además, el demostrador confirmará que los materiales recién desarrollados y adoptados, tanto el material estructural como el combustible innovador, son capaces de soportar flujos de neutrones rápidos y altas temperaturas (Frogheri, M.; Alemberti, A.; Mansani, L. 2015).

En 2014 el proyecto ELSY paso a un segundo plano, ya que se propuso un nuevo diseño que presentaba la disposición de seguridad diferente, de forma más segura. El reactor de referencia es ELFR (European Lead Fast Reactor).

ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator)

La configuración del sistema primario es de tipo piscina. Este concepto permite la contención de todo el refrigerante primario dentro de la vasija del reactor, eliminando así todos los problemas relacionados con la circulación fuera del recipiente del refrigerante primario. Presentan una trayectoria de flujo simple del refrigerante primario, con un tubo ascendente y un tubo descendente.

Utiliza MOX como combustible con pastillas huecas y con el fin de mejorar la circulación natural. La potencia total es de 300 MWt (Frogheri, M.; Alemberti, A.; Mansani, L. 2015).

ELFR (European Lead Fast Reactor)

El ELFR es un sistema más grande (600 MWe), ya que está destinado principalmente a la generación de electricidad en la estación central. El diseño de la mayoría de sus componentes primarios del sistema serán los mismos que para el sistema ALFRED, pero con dimensiones mayores (Frogheri, M.; Alemberti, A.; Mansani, L. 2015).

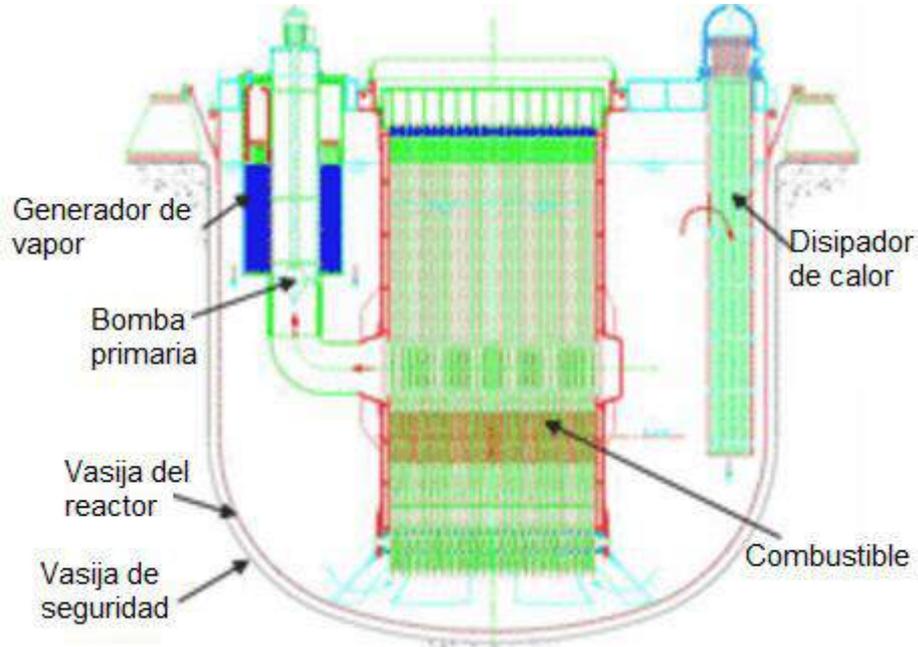


Fig.15: ELFR: the European Lead-cooled Fast Reactor. (Alemberti A., Frogheri M.L., Hermsmeyer S., Smirnov L.A.V., Takahashi M., Smith C.F., et al, 2014)

Potencia	1500 MWt / 600 MWe
Diámetro núcleo	4.5 m
Altura núcleo	1.4 m
Combustible	MOX (primera carga), U ²³⁸
Temperatura refrigerante	400/480°C
Máximo de temperatura	500°C
Eficiencia	42% aproximadamente

4.2.2 SSTAR (Small Sealed Transportable Autonomous Reactor)

El sistema SSTAR es un proyecto estadounidense para el diseño de un reactor modular muy pequeño (potencia térmica central de 45MWt) para suministrar electricidad en áreas remotas o en desarrollo.

SSTAR tiene un diseño de piscina enfriado por convección natural de plomo puro y alimentado con combustible innovador de nitruro, que requiere un piroproceso para cerrar el ciclo de combustible (fig.14). Necesita un único repostaje en su vida, por lo tanto, requiere un revestimiento de combustible resistente a la irradiación, a la corrosividad y resistente a la alta temperatura durante largos periodos. El abastecimiento de combustible es simplificado por un único conjunto de combustible extraíble.

Los intercambiadores de calor se insertan en el recipiente de presión del reactor, es decir, en la piscina del reactor. La temperatura de salida del núcleo es de 560°C (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

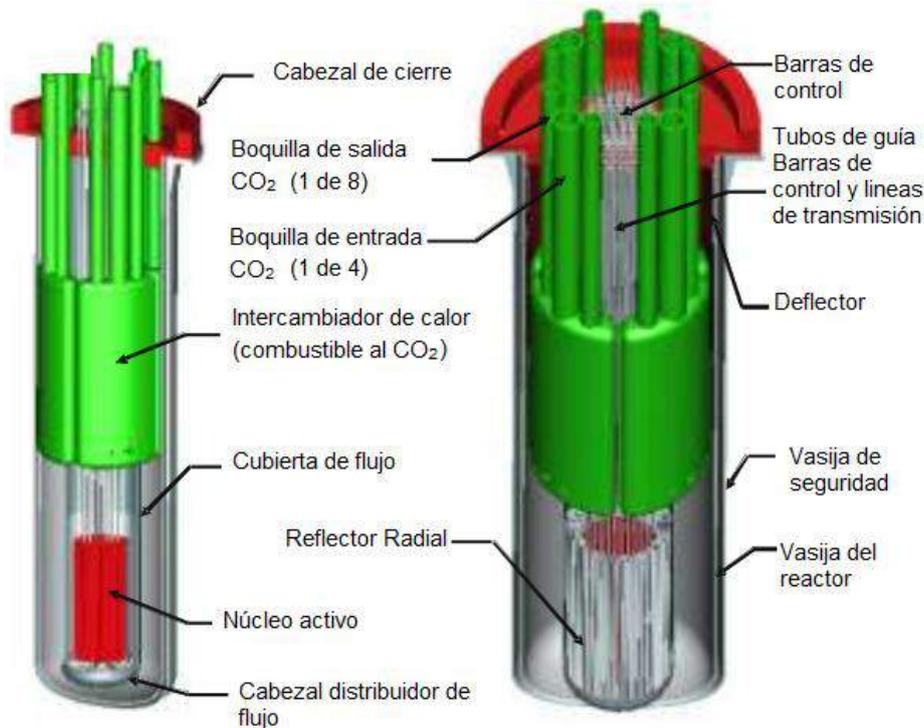


Fig.16: Diseño SSTAR. (Alemberti A., Frogheri M.L., Hermsmeyer S., Smirnov L.A.V., Takahashi M., Smith C.F., et al, 2014).

Potencia	45 MW(t) / 20 MWe
Vida del núcleo	15-30 años
Combustible	PuN+UN (Nitruro de uranio)
Temperatura refrigerante	420/567°C
Máximo de temperatura	650°C
Eficiencia	44% aproximadamente

4.2.3 BREST-300 (Reactor piloto de demostración)

El reactor BREST-OD-300 es un reactor piloto de demostración ruso (300 MWe) considerado como un modelo de futuros reactores comerciales de la familia BREST para grandes centrales nucleares.

BREST-OD-300 es una instalación de reactor de tipo piscina que incorpora dentro (fig.17):

- El núcleo del reactor con reflectores y barras de control.
- El circuito de circulación de refrigerante de plomo con generadores de vapor y bombas.
- Equipos de recarga y gestión de combustible.
- Sistemas de seguridad internos y auxiliares junto con el equipo del reactor que estará dispuesto en una bóveda de hormigón térmicamente aislada revestida de acero.

Alemberti A., Frogheri M.L., Hermsmeyer S., Smirnov L.A.V., Takahashi M., Smith C.F., et al, (2014)

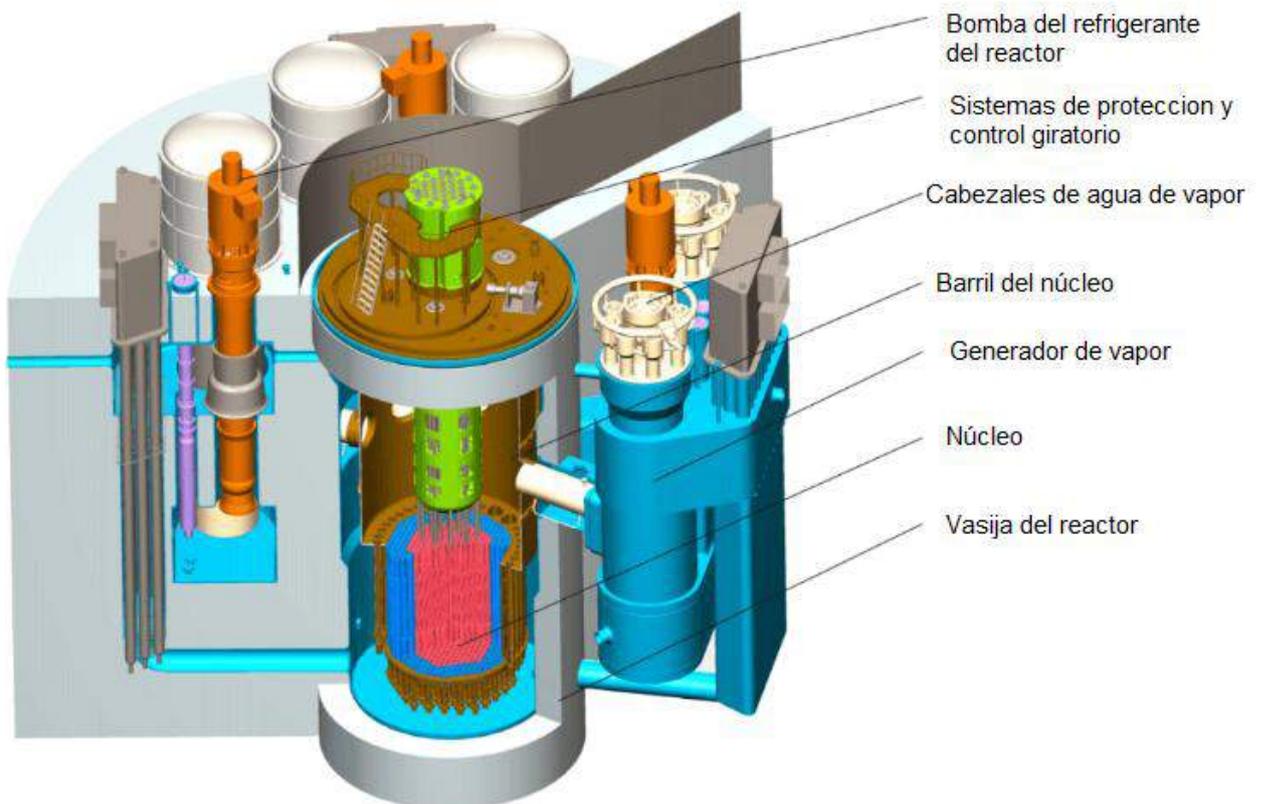


Fig.17: Diseño BREST-OD-300, de Rusia. (Pagina web: oenergetice.cz).



Potencia	700 MW(t) / 300 MWe
Diàmetre núcleo	2.6 m
Altura núcleo	1.1 m
Combustible	PuN+UN
Temperatura refrigerante	420/540°C
Màximo de temperatura	650°C
Eficiencia	43-44% aproximadamente

Comparativa prototipos

	ALFRED	ELFR	BREST-OD-300	SSTAR
Potencia del núcleo (MWt)	300	1500	700	45
Potencia eléctrica (MWe)	125	600	300	20
Tipo de sistema primario	Piscina	Piscina	Piscina	Piscina
T(°C) de entrada del núcleo	400	400	420	420
T(°C) de salida del núcleo	480	480	540	567
Ciclo secundario	Vapor sobrecalentado	Vapor sobrecalentado	Vapor sobrecalentado	CO2
Eficiencia	42	42	42	44
Presión de entrada en la turbina	180	180	180	20
Temperatura de alimentación	335	335	340	402
T(°C) de entrada en la turbina	450	450	505	553

4.3 SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor)

El SFR utiliza sodio líquido como refrigerante del reactor, lo que permite un sistema de refrigeración de baja presión y una operación de alta densidad de potencia con una fracción de volumen de refrigerante baja en el núcleo. Debido a las propiedades ventajosas del sodio (punto de ebullición elevado, calor de vaporización, capacidad calorífica y conductividad térmica), existe una inercia térmica significativa en el refrigerante primario. El gran margen de la ebullición del refrigerante se logra por diseño, y es una importante característica de seguridad de la SFR.

El sodio reacciona químicamente con el aire y el agua lo que requiere un sistema de refrigerante sellado para evitar la corrosión. El desarrollo de enfoques de seguridad pasiva y la validación de su desempeño son objetivos clave de investigación para los próximos años (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

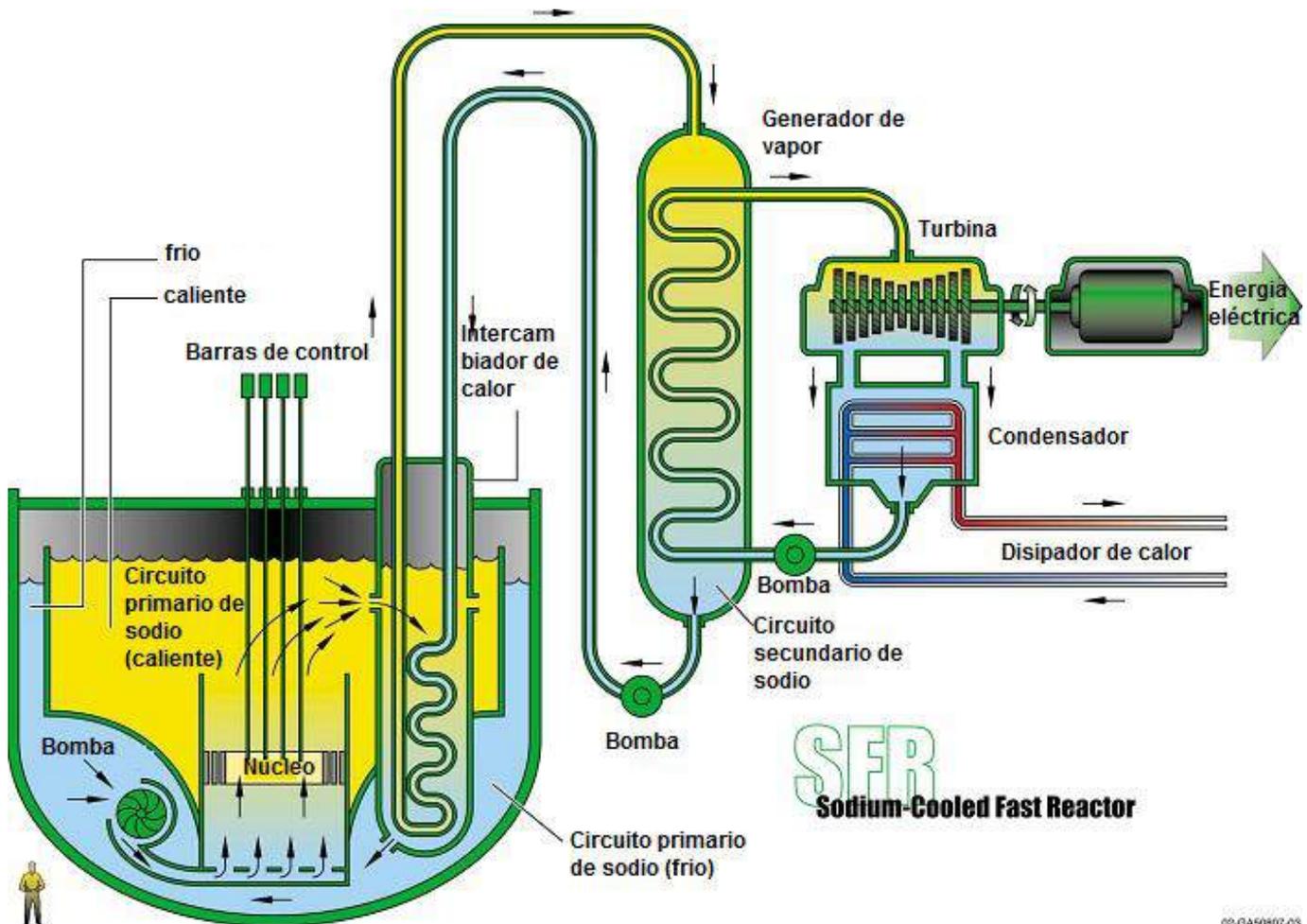


Fig.18: Diseño del circuito de un reactor SFR. (GIF, Generation IV International Forum).

Las opciones de tamaño de la planta bajo consideración de la GIF van desde pequeños reactores modulares de 50 a 300 MWe hasta plantas más grandes de potencias de hasta 1.500 MWe. La temperatura de salida es de 500-550°C para todas las opciones, lo que permite el uso de los materiales que fueron desarrollados y probados en anteriores programas de reactor rápido.

El ciclo de combustible cerrado avanzado SFR permite la regeneración del combustible fisionable y facilita el manejo de los actínidos menores. Sin embargo, esto requiere que los combustibles reciclados sean desarrollados y calificados para el uso.

Las características de seguridad importantes del sistema SFR incluyen un largo tiempo de respuesta térmica, un margen razonable para la ebullición del refrigerante, un sistema primario que funciona cerca de la presión atmosférica y un sistema intermedio de sodio (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

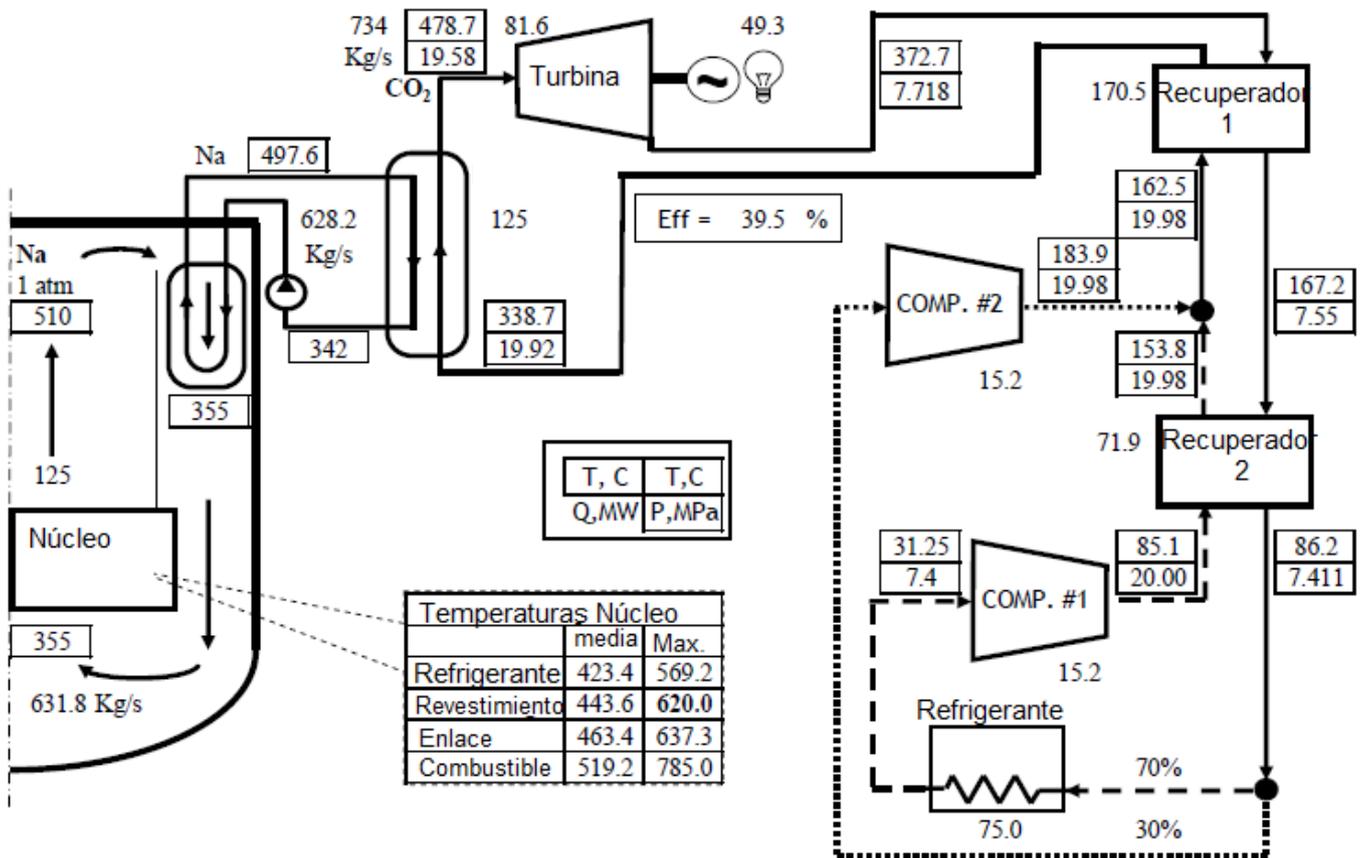


Fig.19: Descripción del SFR modelo presentado en 2014 prototipo SMFR (Small Modular Fast Reactor), con las temperaturas, potencias, presión de un pequeño modulo. (Chang, Y. I., et al, 2005).



Los SFR son una fuente de energía atractiva para las naciones que deseen hacer el mejor uso de los recursos limitados del combustible nuclear y mejorar la gestión de los desechos nucleares cerrando el ciclo del combustible. El espectro de neutrones rápidos permite el reciclado completo de actínidos y amplía enormemente los recursos de uranio en comparación con los reactores térmicos.

La cuestión de la mejora de los generadores de vapor se ha añadido recientemente (desde 2011). Se han sugerido varias soluciones técnicas y mejoras, en particular, los tubos de generador de vapor de doble pared. Se han investigado enfoques de seguridad para el monitoreo de la reacción sodio/agua en los generadores de vapor del circuito intermedio.

Los últimos estudios presentados en la GIF reflejan un cambio en el segundo circuito y tercer circuito, los estudios de I+D reflejan la necesidad del uso de sodio (segundo circuito) completamente cerrado, y el agua (tercer circuito) para la conversión supercrítica de CO₂ de ciclo Brayton (tercer circuito), para la producción de energía eléctrica (fig.19). En el campo de la seguridad, se están llevando a cabo experimentos y desarrollan modelos analíticos para abordar tanto la seguridad pasiva como la prevención y mitigación de accidentes graves (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

Actualmente existen tres opciones para configuraciones SFR: pool, loop y modular.

POOL/piscina

Todos los componentes del sistema primario están sumergidos en refrigerante de sodio contenido dentro de un tanque principal (Fig.20).

Gran parte de la superficie superior de la piscina y parte significativa del contenido del tanque principal están a la temperatura de salida del refrigerante del reactor.

Algunas ventajas que presenta el modelo piscina son:

- El sodio radiactivo se encuentra en un tanque.
- La inercia térmica y las disposiciones de los circuitos hacen que el circuito primario sea más tolerante a los cambios transitorios y a los fallos de los componentes.
- Edificio de contención más pequeño (en general).
- Puede tolerar mejor las fugas menores dentro del sistema de tanque primario ya que este, está completamente sellado.

Los prototipos de Corea del Sur (Kalimer), y el modelo Europeo (ESFR) son de tipo piscina.

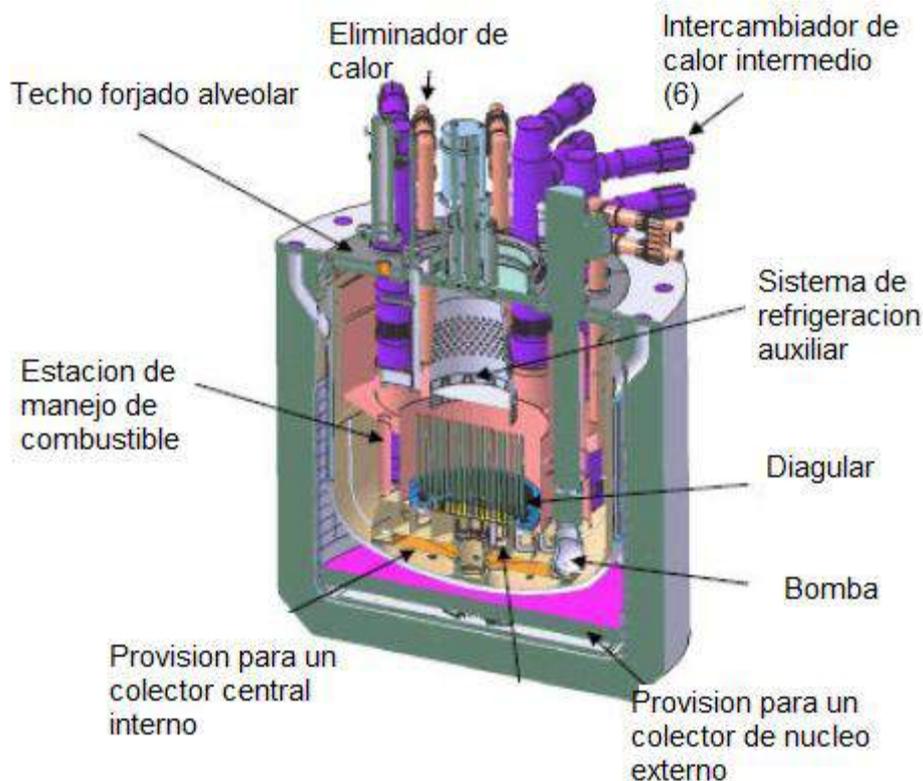


Fig.20: Reactor ESFR (European Sodium-Cooled Fast Reactor), de tipo piscina (Hill, 2016).

LOOP/lazo

Los componentes individuales del sistema de transporte térmico primario, tales como el reactor, el intercambiador de calor, la bomba primaria y las válvulas de retención están conectados entre sí por un sistema de tuberías (fig.21).

La tubería y los componentes están dispuestos para formar un bucle continuo que transfiere el calor del intercambiador de calor al refrigerante secundario. Del circuito secundario al intercambiador siguiente y de este al tercer circuito de agua. En bucle continuo.

Algunas ventajas que presenta el modelo de lazos son:

- Mayor libertad de elección para la optimización y localización de componentes.
- El soporte del núcleo requiere una estructura más pequeña debido al corto alcance.
- Intercambiadores de calor intermedios.

El prototipo japonés JSFR (Japan Sodium-Cooled Fast Reactor), presenta esta distribución.

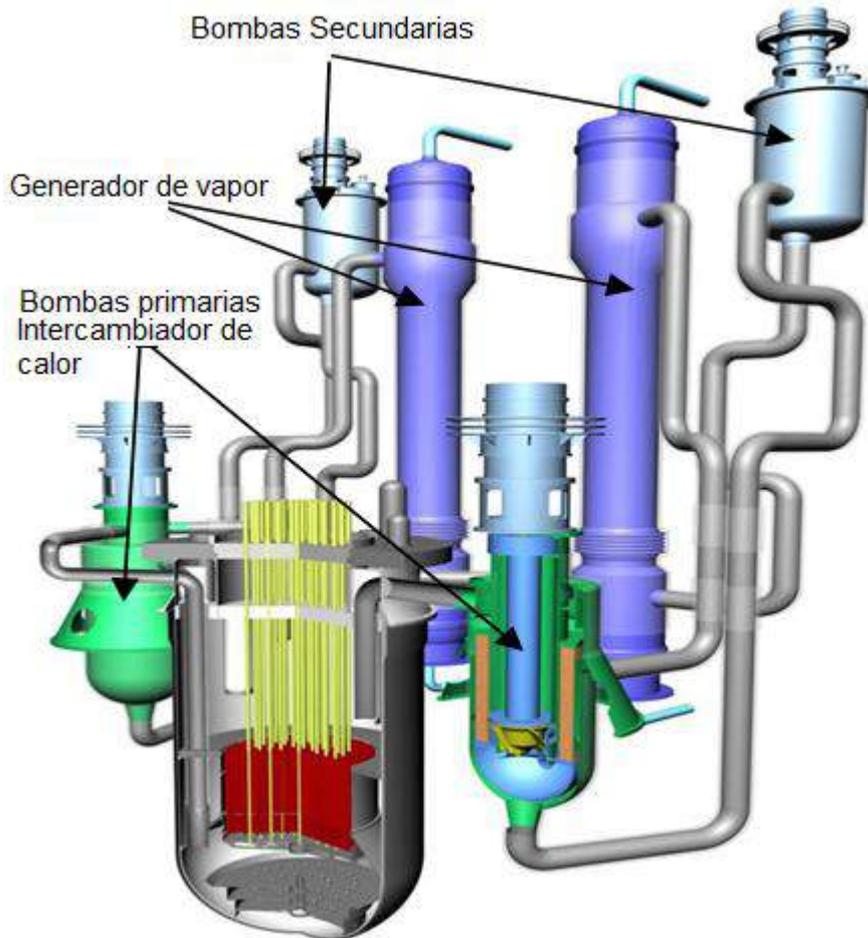


Fig.21: Reactor JSFR (Japan Sodium-Cooled Fast Reactor), de tipo lazos. (Hill, 2016).

MODULAR

Un reactor modular de tamaño pequeño (50 a 150 MWe), para instalaciones en zonas de desarrollo, o pequeñas zonas aisladas. Son modelos pequeños de reactores de tipo piscina (fig.19).

El prototipo principal es el pequeño modulo, estudiado por Estados Unidos.



4.3.1 KALIMER-600 (Prototipo surcoreano)

KALIMER-600 es un reactor coreano de espectro de neutrones rápidos que utiliza sodio líquido como refrigerante. Tiene una capacidad de 600MWe. El núcleo genera calor de fisión de 1523.4MWt y está cargado con combustibles metálicos de U-TRU-Zr.

KALIMER-600 es un reactor de tipo piscina y todo el sodio primario está contenido en la vasija de reactor. La característica de diseño tipo piscina elimina la posibilidad de pérdida de refrigerante por una rotura de tubería y proporciona una gran amortiguación térmica del sistema. Los sistemas de seguridad de KALIMER-600 se basan en un concepto de diseño pasivo que no requiere componentes activos en caso de accidentes de diseño. KALIMER-600 también tiene otras características de seguridad mejoradas, tales como combustibles metálicos de seguridad inherente (HAHN, Do-Hee, et al. 2007).

4.3.2 JSFR (Japan Sodium-Cooled Fast Reactor)

El JSFR es un concepto de referencia de reactores rápidos refrigerados con sodio. Su núcleo y combustible están diseñados para lograr alta combustión y alta temperatura de salida del núcleo y ser capaces de cargar combustible de actínidos menores con carga homogénea. Su combustible de referencia es el combustible de óxido (MOX) (K. Aotoa, S. Kotakeb, N. Utoa, T. Itoc, M. Todac, 2009).

4.3.3 ESFR (European Sodium-Cooled Fast Reactor)

El diseño del proyecto ESFR se basa en un reactor industrial enfriado por sodio de tipo piscina. Espera que desarrollen una potencia eléctrica de unos 1.500MWe aproximadamente.

El reactor tiene tres sistemas de refrigeración: un sistema de refrigerante de sodio primario, un sistema intermedio de refrigerante de sodio, y un sistema de refrigerante turbina/condensador de agua de vapor. El sistema primario de tipo piscina incluye el núcleo, tres bombas mecánicas primarias y seis intercambiadores de calor intermedios (fig20). También cuenta con seis sistemas de eliminación de calor conectados al reactor. El sistema secundario consta de seis bucles intermedios, cada uno equipado con un intercambiador de calor intermedio y seis generadores de vapor modulares de sodio/agua de 100 MWt de potencia cada uno. Los intercambiadores de vapor del sistema secundario se introducen en la piscina (circuito primario), y el circuito primario le transfiere el calor al secundario. Que lo llevara al circuito terciario, y el circuito de agua terciario formara vapor de alta temperatura que se utilizara para accionar la turbina. El combustible de referencia consiste en "pellets" de $(U, Pu)O_2$ (LÁZARO, A., et al,2014).

4.3.4 SMFR (Small Modular Fast Reactor)

El sistema SMFR es un proyecto estadounidense para el diseño de un reactor modular muy pequeño con potencias eléctricas del rango de 50MWe a 150 MWe, para suministrar electricidad en áreas remotas o en desarrollo.



Comparativa prototipos

	JSFR	ESFR	KALIMER	SMFR
Tipo	Loop	Pool	Pool	Pequeño modulo
Procedencia	Japón	Europeo	Corea	Estados Unidos
Potencia térmica (MWt)	1500	3600	1523.4	125
Potencia eléctrica (MWe)	500	1500	500	50
T (°C) de entrada en el núcleo	395	395	390	355
T (°C) de salida en el núcleo	550	545	545	510
Eficiencia %	38	42	39	38
Combustible	MOX	MOX	U-TRU-10%Zr	MOX



4.4 MSR (Molten Salt Reactor)

Los MSR se pueden dividir en dos subclases. En la primera subclase, el material fisionable se disuelve en la sal de fluoruro fundido. En la segunda subclase, la sal de fluoruro fundida sirve como refrigerante de un núcleo alimentado con partículas revestidas TRISO. Con el fin de distinguir tipos de reactores, la variante de combustible sólido se denomina típicamente un reactor de alta temperatura refrigerado con sal fluoruro (FHR).

En la primera hoja de ruta, los reactores MSR eran reactores de espectro térmico, pero en 2005 con el desarrollo de la alimentación con combustible líquido pasaron a trabajar como reactores rápidos (MSFR). Combinando las ventajas de los reactores de neutrones rápidos (uso extendido de recursos, minimización de residuos) con las relacionadas con los fluoruros de sal fundida como combustible fluido y refrigerante (alta temperatura de ebullición, transparencia óptica) (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

Desde 2010 se estudian los posibles problemas que pueden surgir debido al combustible, y a las altas temperaturas, como:

- Las propiedades químicas y termodinámicas de la sal, incluso con elementos transuránicos.
- Desarrollo de técnicas eficientes para la extracción de gas del refrigerante.
- Diseño del sistema: desarrollo de modelos avanzados de acoplamiento neutrónico rápido y/o térmico.
- Análisis de las interacciones de la sal con el aire o el agua en caso de un accidente grave.
- Análisis de los escenarios de accidentes.
- Tratamiento de la sal: pruebas de extracción reductora de actínidos.

MSR Molten Salt Reactor

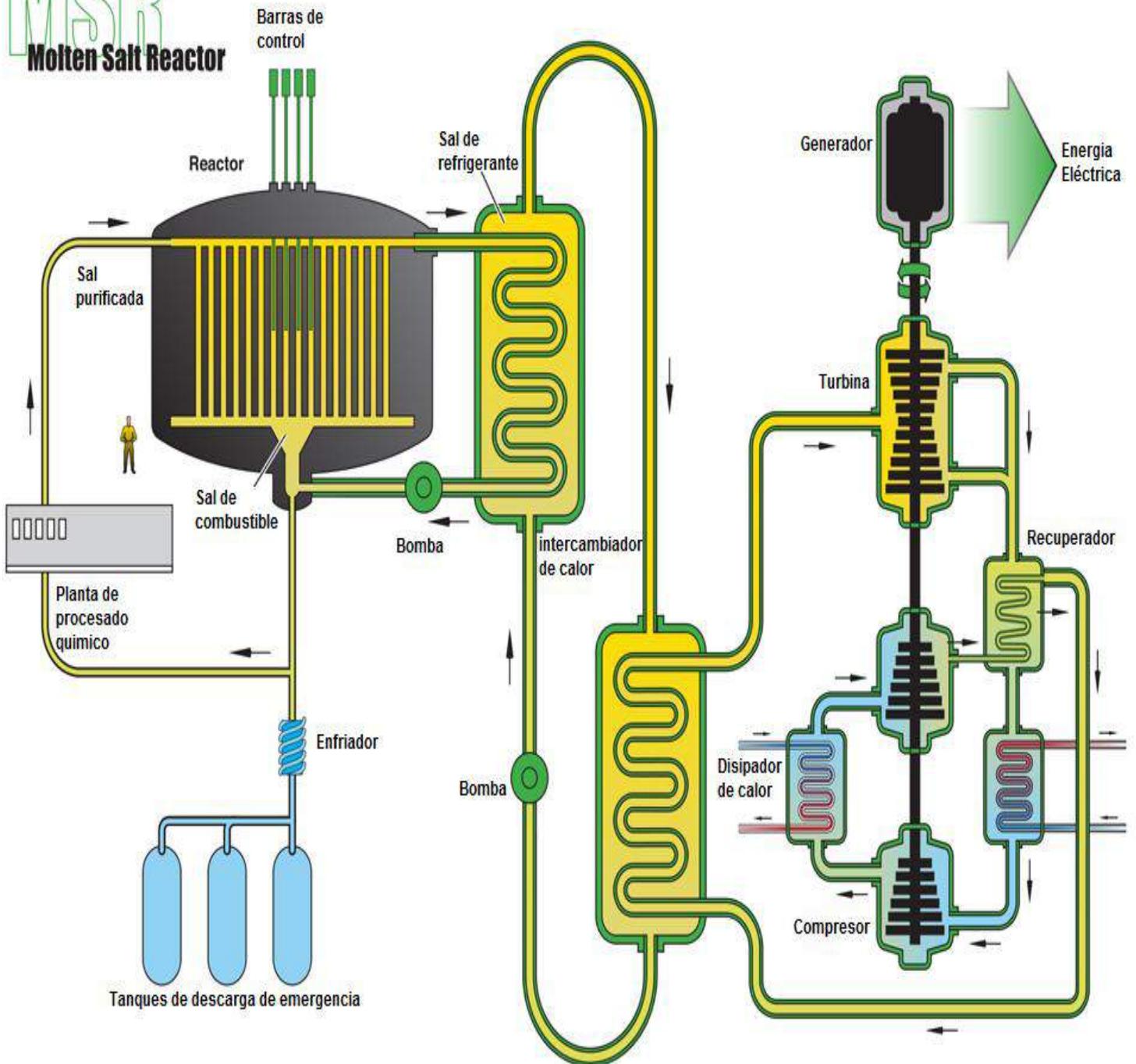


Fig.22: Propuesta de diseño del reactor MSR. (GIF, Generation IV International Forum).

4.4.1 FHR (Fluoride High-Temperature Reactor)

El reactor de alta temperatura refrigerado por sal de fluoruro (FHR) es una clase de diseño de reactores de fisión que utilizan refrigerante de sal de fluoruro líquido, combustible de partículas recubierto TRISO (fig.23) y moderador de grafito.

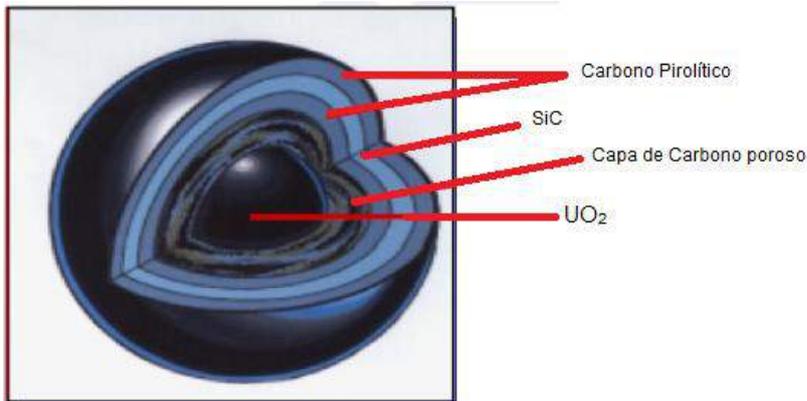


Fig.23: Partículas de combustible con recubrimiento TRISO. (Sink, 2017).

Los refrigerantes en estos reactores son mezclas eutécticas binarias o ternarias de sales de fluoruro. Son fluidos altamente estables químicamente con baja presión de vapor y buenas propiedades de transferencia de calor. El refrigerante primario es una mezcla eutéctica de 2LiF-BeF₂ (FLiBe). Fue seleccionado como el refrigerante primario porque tiene una sección transversal de absorción de neutrones relativamente baja, y por su punto de ebullición a presión atmosférica que es de aproximadamente 1.400°C. Trabaja a temperaturas mayores de 600°C.

El refrigerante es transparente, facilitando la inspección en servicio. Las sales de fluoruro líquido no reaccionan violentamente con el aire o el agua. Los experimentos han demostrado que la interacción de sales líquidas calientes con el agua no dará lugar a explosiones de vapor (Scarlat, O.; Peterson, Per F, 2014).

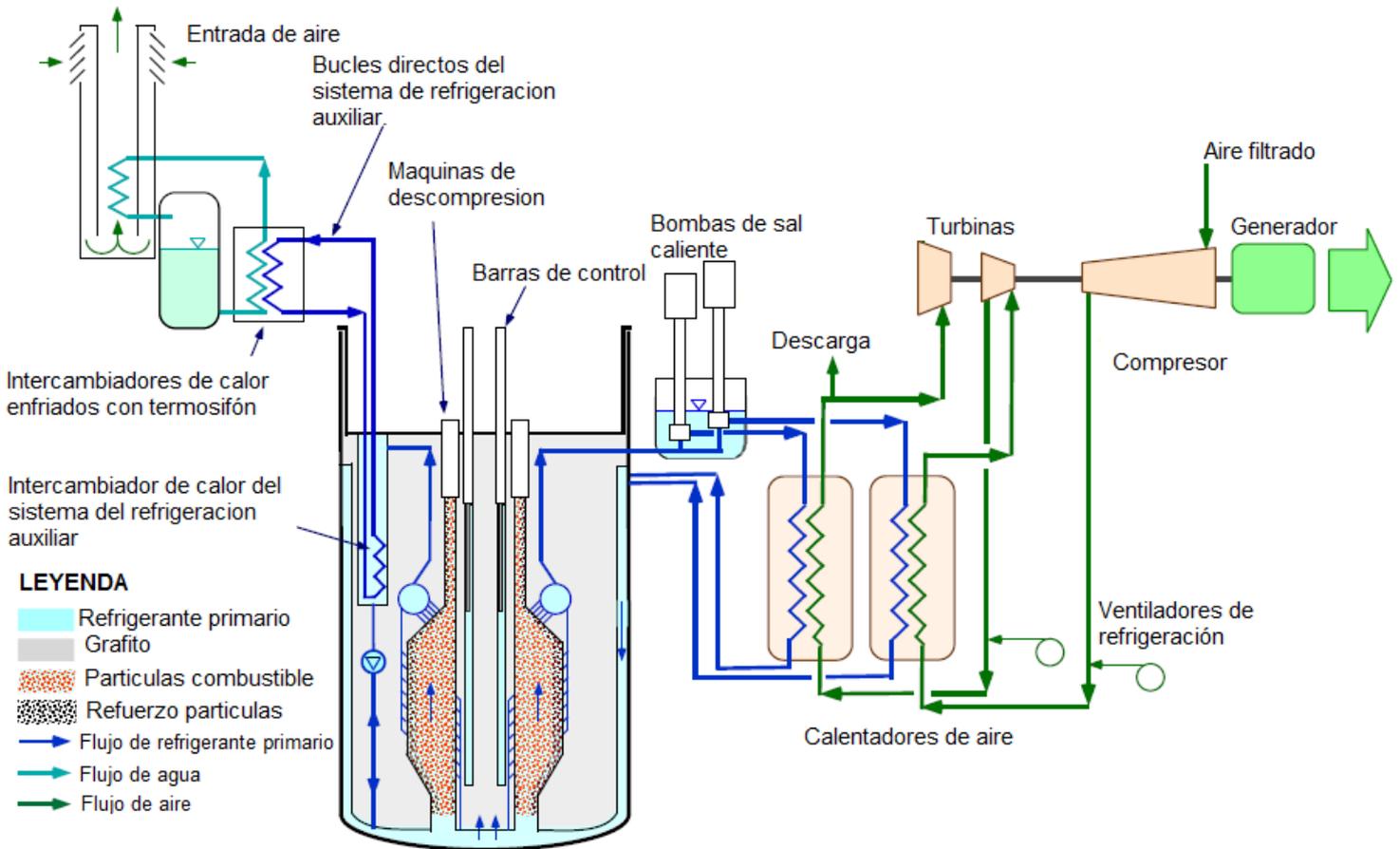


Fig.24: Diseño del reactor FHR (Fluoride High-Temperature Reactor) (Scarlat, O.; Peterson, Per F, 2014).

4.4.2 MSFR (Molten Salt Fast Reactor)

MSFR es un reactor rápido que utiliza como combustible líquido una mezcla de fluoruros de torio y uranio (UF_4 , ThF_4) dispersos en sal fundida de fluoruro de litio (LiF). El litio es un absorbente alto de neutrones. Un núcleo de espectro rápido elimina las criticidades vinculadas al grafito, y aumenta la seguridad intrínseca del núcleo (Merle Lucotte et al., 2008).

El material estructural más prometedor para la fabricación del núcleo es una aleación ternaria de níquel, tungsteno y cromo. Las aplicaciones de este MSFR son la producción eléctrica (aproximadamente 1.300MWe) y el manejo de los actínidos. La temperatura de salida del núcleo es de aproximadamente $700^{\circ}C$, pero primero se prevé la construcción de un modulo de este prototipo con una temperatura de salida del núcleo de $480^{\circ}C$.

El circuito intermedio, que emplea una sal fundida menos costosa que la principal con menor punto de fusión, conecta el circuito primario con la turbina. El diseño de este sistema no está definido, el MSFR es un proyecto francés y una evolución de un diseño llamado TMSR (Thorium Molten Salt Reactor). La GIF prevé la construcción de un prototipo alrededor de 2024 y una construcción comercial en 2040, pero parece poco realista ya que el diseño tiene retos técnicos relevantes (Merle Lucotte, 2008).

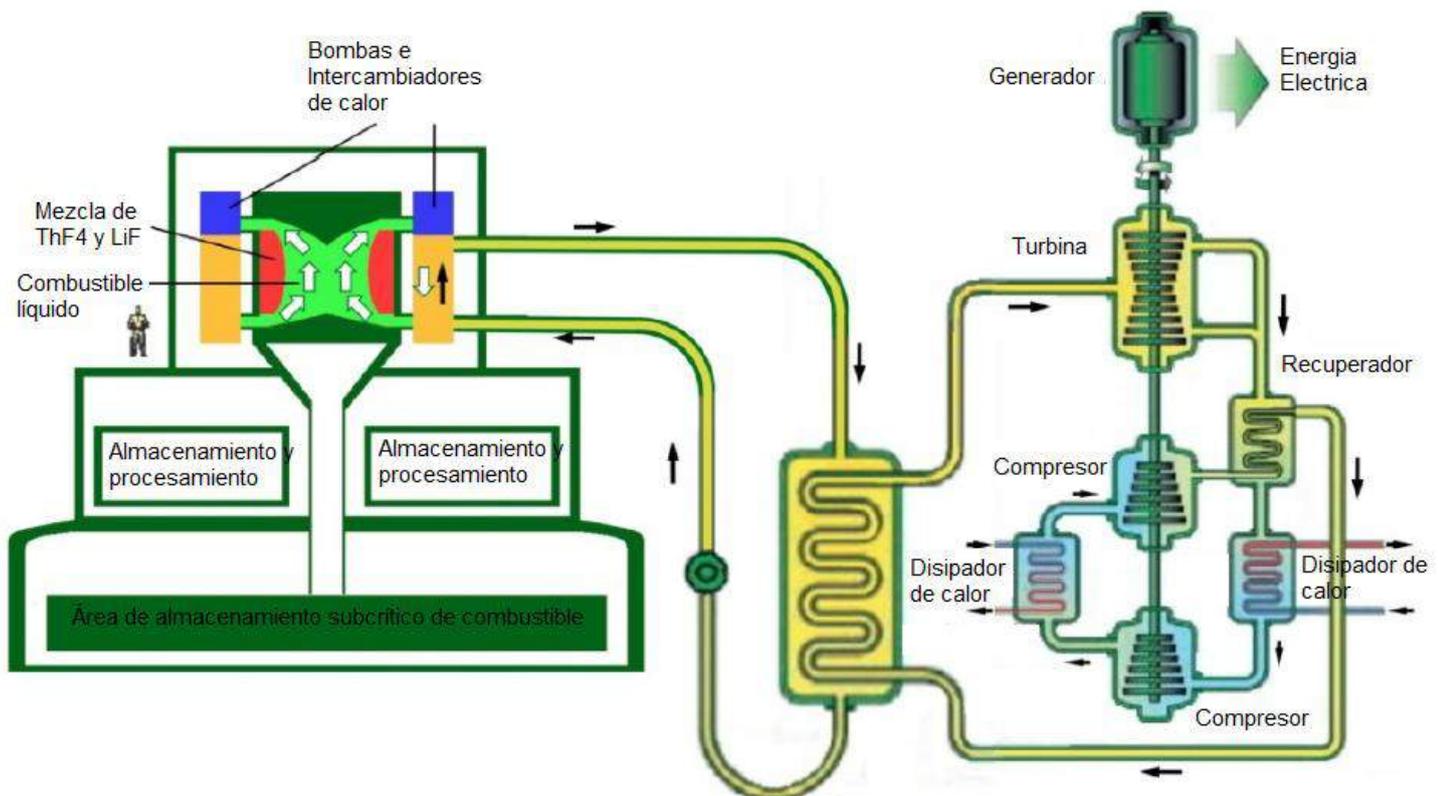


Fig.25: Diseño del MSFR. (Merle, 2017)



Comparativa prototipos

	FHR	MSFR
Espectro	Térmico	Rápido
Potencia del núcleo (MWt)	236	3000
Potencia eléctrica (MWe)	100/242	1300
Combustible	Sólido (partículas TRISO)	Líquido (fundido en el refrigerante)
Moderador	Grafito	Sin moderador
T(°C) de entrada del núcleo	600	400
T(°C) de salida del núcleo	700	480
Ciclo secundario	Aire	Sal refrigerante
Diámetro núcleo	3.5m	2.82m
Altura núcleo	12m	2.26m

4.5 SCWR (Supercritical-Water Cooled Reactor)

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 del diseño del núcleo. El concepto puede basarse en los reactores de presión actuales y por lo tanto puede usar agua ligera o agua pesada como moderador. A diferencia de los reactores refrigerados por agua actuales, el refrigerante experimentará un cambio de fase al pasar por el núcleo, provocando un vapor sobrecalentado, debido a las condiciones de presión y temperatura que sufre el líquido al atravesar el núcleo del reactor. Como en un reactor de agua hirviendo, el vapor sobrecalentado se suministrará directamente a la turbina de vapor de alta presión y el agua de alimentación del ciclo de vapor se suministrará de nuevo al núcleo. La eficiencia térmica se puede aumentar hasta el 44% (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

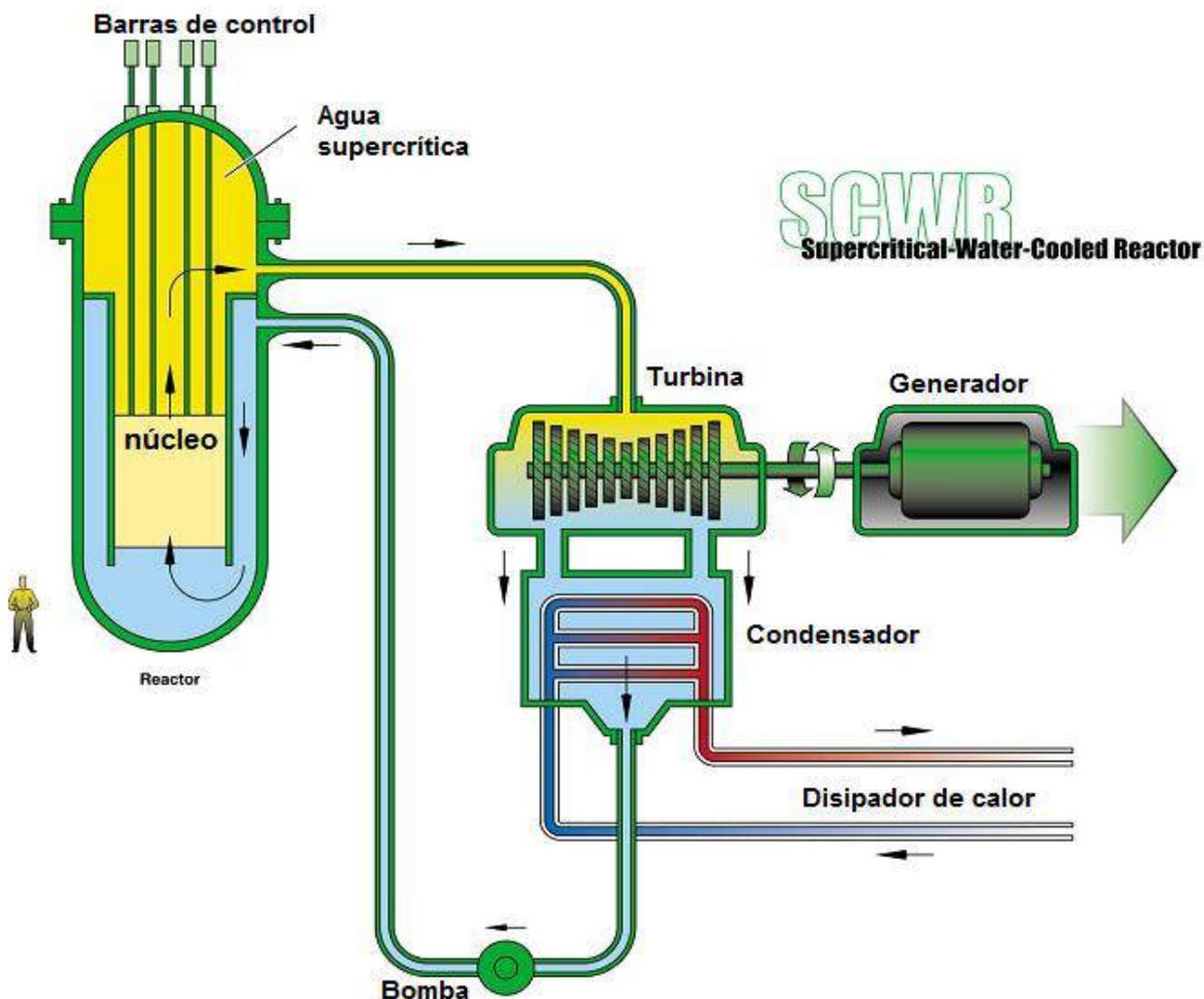


Fig.26: Propuesta de diseño del reactor SCWR. (GIF, Generation IV International Forum).



Los generadores de vapor usados en reactores de agua presurizada y los separadores y secadores de vapor usados en reactores de agua en ebullición pueden omitirse puesto que el refrigerante se sobrecalienta en el núcleo.

Sin embargo, existen varios desafíos tecnológicos asociados al desarrollo del SCWR, en particular la necesidad de validar modelos de transferencia de calor transitorios (para describir la despresurización de condiciones supercríticas a subcríticas), calificación de materiales (aceros avanzados para el revestimiento), y demostración de los sistemas de seguridad pasiva.

Los retos generales en el desarrollo de SCWR surgen de la temperatura de salida del núcleo más alta y de la mayor elevación de entalpía del refrigerante en el núcleo, en relación con los reactores refrigerados por agua actuales.

Se espera que los aceros inoxidable con más del 20% de cromo tengan la resistencia a la corrosión requerida hasta una temperatura máxima de revestimiento de 650°C. Se necesita más trabajo para desarrollar aleaciones adecuadas para su uso en las temperaturas de revestimiento de los picos de diseño de 850°C para el concepto SCWR canadiense. A largo plazo, las aleaciones de acero reforzadas con dispersión de óxido experimental ofrecen un potencial aún mayor, mientras que las aleaciones a base de níquel que se están considerando para su uso en plantas supercríticas de combustibles fósiles son menos favorables para su uso en SCWR debido a su alta absorción de neutrones y la hinchazón que puede sufrir la aleación de níquel (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

Se espera que su demostración sea a lo largo del 2025, ya que desde 2015 se trabaja en los módulos de demostración.

Los diseños preconceptuales de un SCWR tipo vasija de presión se están desarrollando en Japón y en Europa mientras que el desarrollo del SCWR tipo tubo de presión está en curso en Canadá.

4.5.1 JSCWR (Japan Supercritical-Water Cooled Reactor)

Se han realizado estudios de diseño preconceptual del SCWR para una temperatura de salida del núcleo superior a 500°C en Japón, suponiendo un espectro de neutrones térmicos o de neutrones rápidos. Ambas opciones se basan en un calentamiento del refrigerante en dos etapas con mezcla intermedia debajo del núcleo (fig. 27). El moderador adicional para un espectro de neutrones térmicos es proporcionado por el agua de alimentación, es decir, la misma que refrigera. La opción de espectro rápido utiliza capas de hidruro de zirconio (ZrH_2) para minimizar el endurecimiento del espectro de neutrones en caso de incendio del núcleo.

Se estudia un diseño de planta preconceptual con una potencia eléctrica de 1.700 MWe basada en un reactor tipo recipiente a presión y ha sido evaluado con respecto a la eficiencia, la seguridad y el coste. El estudio confirma una eficiencia del 44% y estima un potencial de reducción de costes del 30% en comparación con los actuales reactores de agua a presión. Se espera que las características de seguridad sean similares a los reactores de agua hirviendo avanzados (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

4.5.2 HPLWR (High Performance Light Water Reactor)

En Europa se ha desarrollado un diseño preconceptual de un reactor tipo recipiente a presión con una temperatura de salida del núcleo de 500°C y una potencia eléctrica de 1.000 MWe del núcleo. El diseño se basa en el calentamiento del refrigerante en tres etapas (fig. 27). Presentaran un moderador para el espectro de neutrones térmicos dentro de las varillas de agua y se introducirá dentro del núcleo. Mejoraran la eficiencia hasta un 43.5% y reducirán los costes de construcción un 20% en comparación con los últimos reactores de agua hirviendo. Se espera que cumplan las características de seguridad, definidas por los exigentes requisitos de los servicios públicos europeos (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

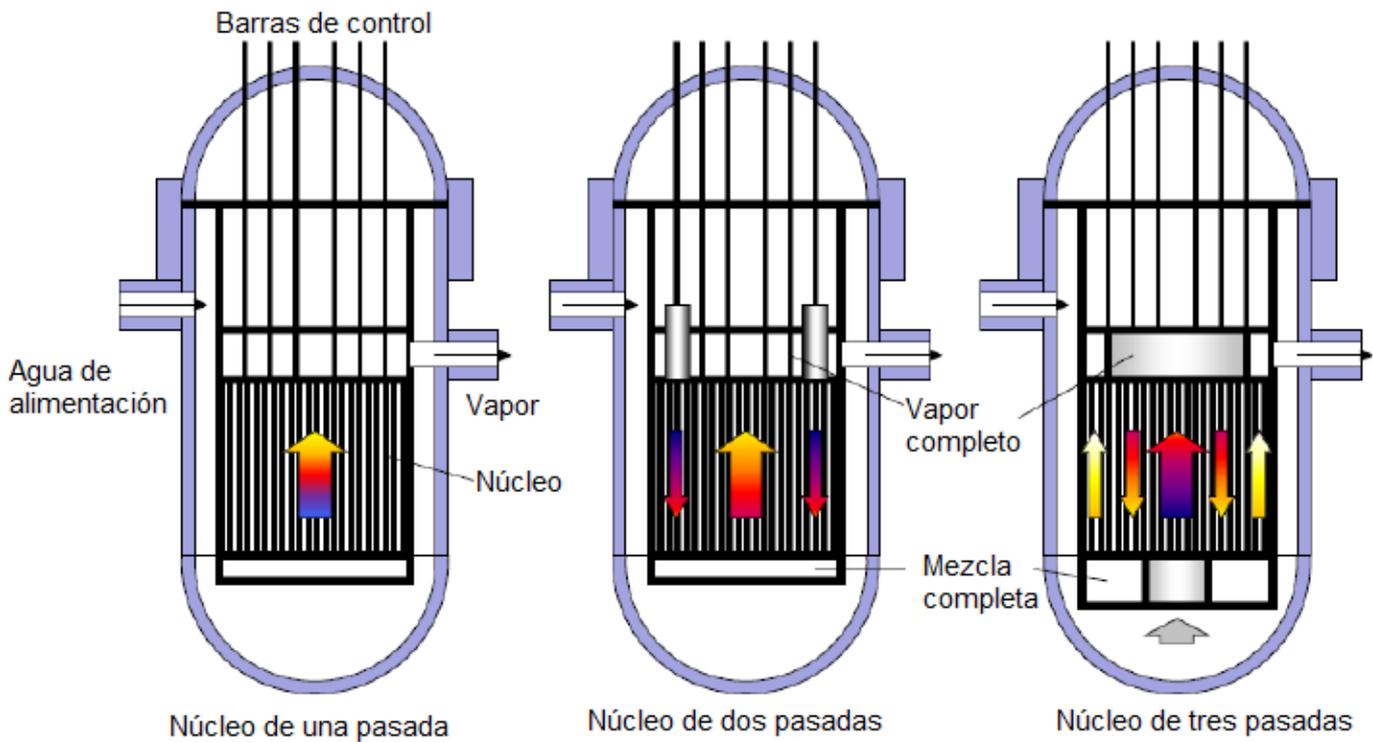


Fig.27: Calentamiento del reactor por etapas. (Schulenberg, 2012).

4.5.3 CANDU-SCWR (Canada Deuterium Uranium Supercritical-Water Reactor)

Canadá está desarrollando un concepto SCWR tipo tubo de presión con una temperatura de salida del núcleo de 625°C y una presión de 25MPa. El concepto está diseñado para generar una potencia eléctrica de 1.200 MWe (también se considera un concepto de 300 MWe). Tiene una configuración de canal de combustible modular con refrigerante y moderador separados. Se incorpora un canal de combustible de alta eficiencia para alojar el conjunto de combustible que será una mezcla de óxidos de torio y plutonio. El moderador de agua pesada estará en contacto directo con el tubo de presión. Además de proporcionar moderación durante el funcionamiento normal, estará diseñado para eliminar el calor de descomposición del canal de combustible de alta eficiencia durante el enfriamiento a largo plazo, utilizando un sistema de refrigeración moderado pasivo. El diseño del sistema de seguridad del SCWR canadiense es similar al del ESBWR. Sin embargo, la introducción del sistema de refrigeración del moderador pasivo junto con el canal de combustible de alta eficiencia podría reducir significativamente la frecuencia del daño del núcleo durante los accidentes severos como la pérdida de refrigerante o eventos de apagón de la planta (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

Comparativa Prototipos

	Canadá	Europa	Japón	
Espectro	Térmico	Térmico	Térmico	Rápido
Tipo	Tubo a presión	Recipiente a presión	Recipiente a presión	Recipiente a presión
Presión (MPa)	25	25	25	25
Temp.(°C) entrada	350	280	290	280
Temp.(°C) salida	625	500	560	501
Potencia térmica (MWt)	3600	3000	5100	5100
Potencia Eléctrica (MWe)	1200/300	1000	1700	1700
Eficiencia	48	43.2	46	44
Altura reactor	5	4.2	4.2	2.4
Combustible	Pu-Th (UO ₂)	UO ₂	UO ₂	MOX
Moderador	D ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	

4.6 VHTR (Very High Temperature Reactor)

El VHTR es un paso siguiente en el desarrollo evolutivo de los reactores de alta temperatura refrigerados por gas. Es un reactor refrigerado por helio, moderado por grafito, con espectro de neutrones térmicos. Puede suministrar calor nuclear y electricidad en una gama de temperaturas de salida de núcleo entre 700 y 950°C, y potencialmente más de 1.000°C en el futuro.

Para la generación de electricidad, se puede utilizar un ciclo directo con un sistema de turbina de gas de helio colocado directamente en el circuito de refrigerante primario o, en el extremo inferior del intervalo de temperaturas de salida, un ciclo indirecto (N₂/He o agua) con un generador de vapor y un ciclo Rankine convencional (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

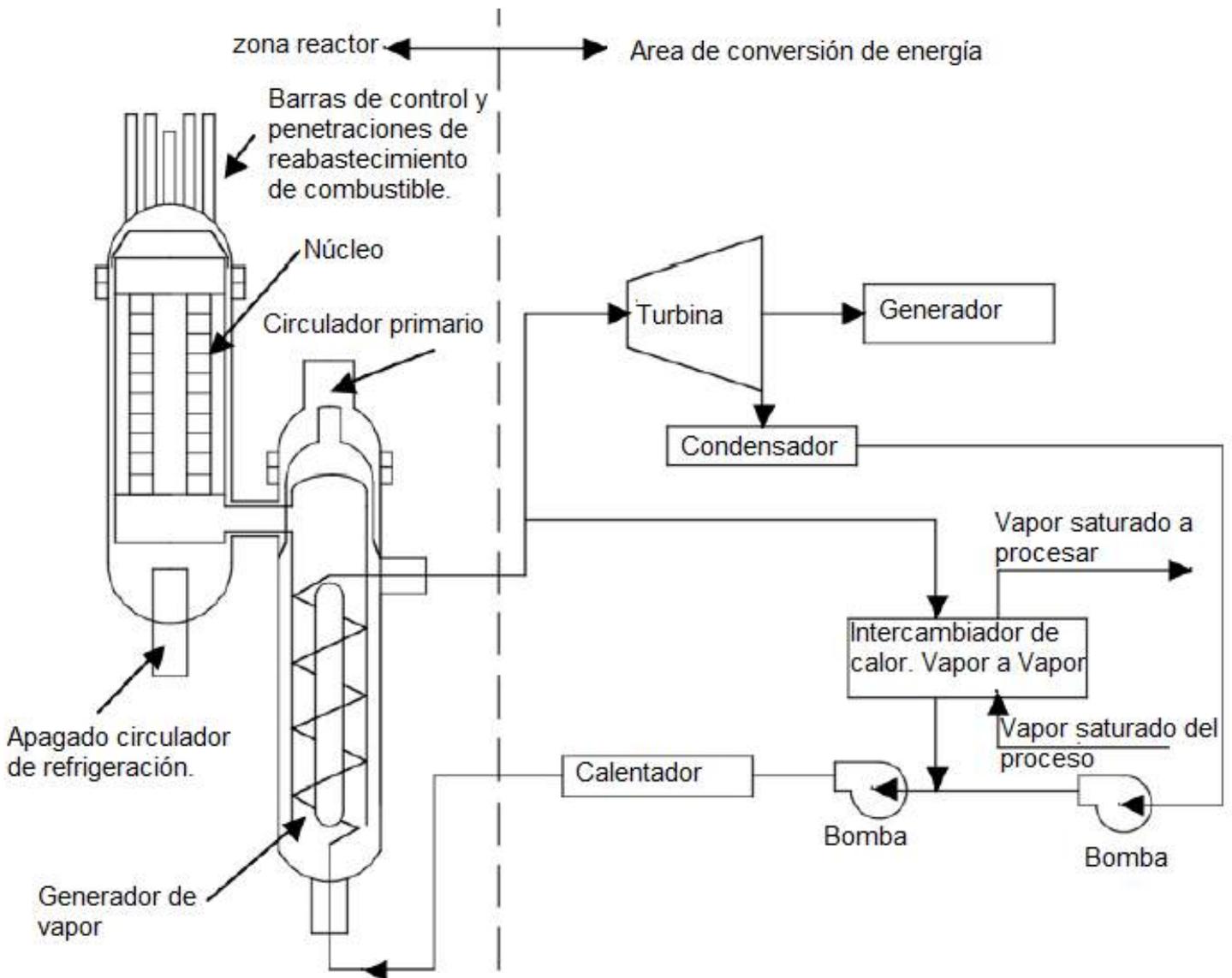


Fig.28: Diseño del reactor VHTR, para producción de potencia eléctrica (Sink, 2017).

Un VHTR de 600 MWt dedicado a la producción de hidrógeno puede producir más de 2 millones de metros cúbicos normales por día. El VHTR puede generar electricidad con alta eficiencia del 50% a 950 °C. El moderador de la reacciones del núcleo es de grafito.

El VHTR evoluciona a partir de la experiencia HTGR (High Temperature Gas Reactor) y extensas bases de datos internacionales que han apoyado su desarrollo (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

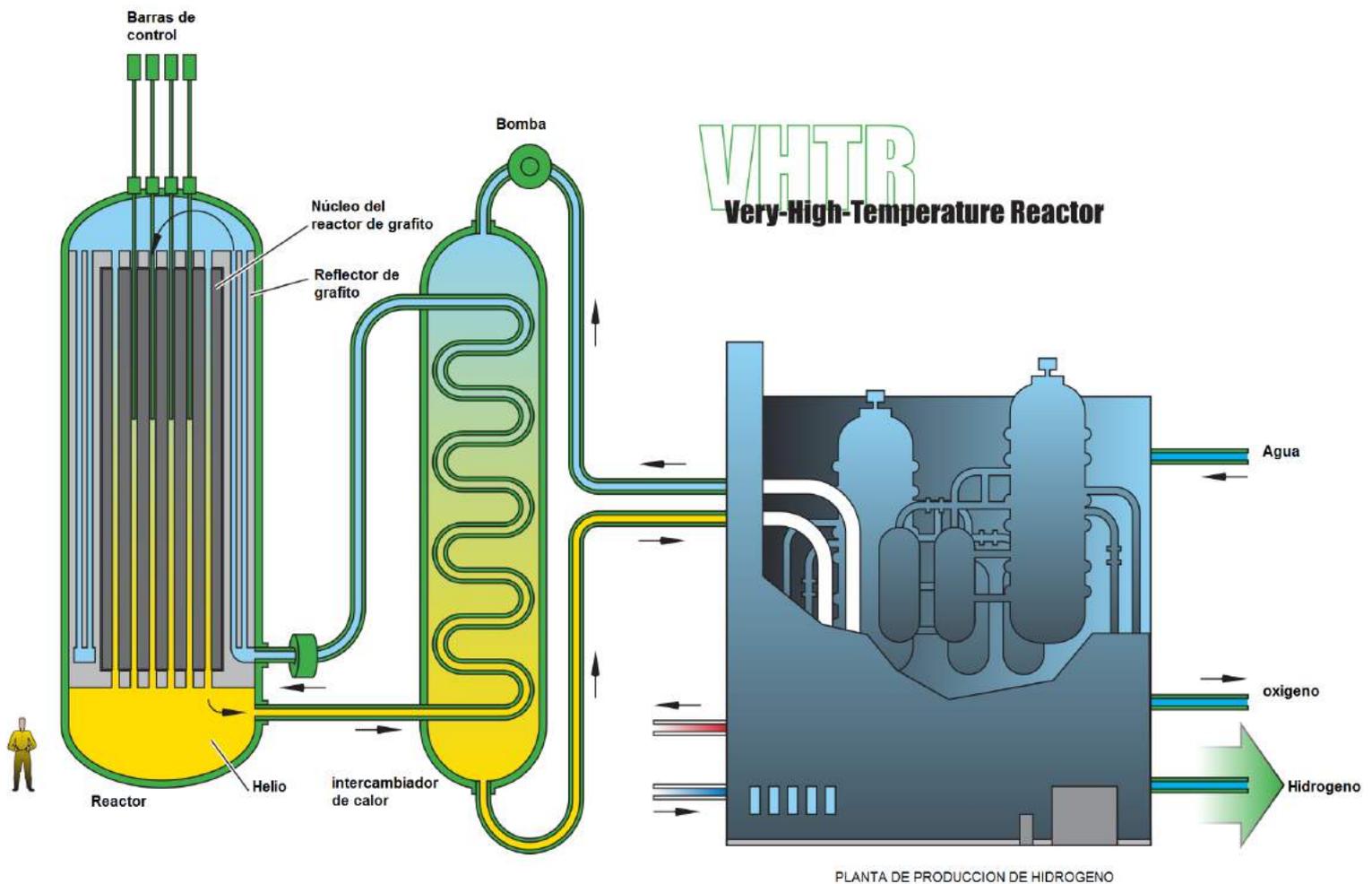


Fig.29: Propuesta de diseño del reactor VHTR. (GIF, Generation IV International Forum).

El proyecto HTTR de 30 MWt en Japón pretende demostrar la viabilidad de alcanzar temperaturas de salida de hasta 950°C acopladas a un proceso de utilización de calor, y el HTR-10 en China ha demostrado el rendimiento inherente de seguridad con la producción de electricidad y la cogeneración a un nivel de potencia de 10 MWt (Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014).

La construcción de estos dos pequeños prototipos comenzó en 2010, pero aunque ha servido para aclarar el rendimiento inherente de seguridad del modelo HTR-10 aun queda determinar si es viable alcanzar temperaturas tan elevadas. Se espera la construcción de un prototipo de mayor tamaño sobre el 2025.

Aunque la diferencia entre estos dos modelos más que la potencia, radica en la forma en que se presenta el combustible. En forma de bloque primario, o en lecho de bolas.

En el reactor, el elemento básico son las bolitas de aproximadamente 1 mm de UO_2 recubiertas por varias capas de SiC, PyC (carbono pirolítico). Las microbolas pueden ir contenidas en otras bolas de grafito más grandes, de aproximadamente 6 cm (fig.30), las cuales podrían formar un lecho de bolas a través del cual fluiría el helio, o podrían agruparse en matrices prismáticas de grafito formando barras de combustible. La forma en la que se agrupan, es en si la diferencia entre los dos modelos de reactores propuestos.



Fig.30: Partículas de combustible de los reactores VHTR, presentan forma esférica, y las capas internas que la forman. (Sink, 2017)

El núcleo de estas partículas, que es UO_2 , está recubierto en primer lugar por una capa de grafito poroso que posee suficiente espacio para retener los gases que se liberan durante la reacción. En segundo lugar, hay dos capas de carbono pirolítico separadas por una capa intermedia de carburo de silicio. Las últimas tres capas

proporcionan a las partículas gran resistencia a altas temperaturas, contribuyendo a ser la primera barrera de contención de los productos de fisión.

4.6.1 HTTR (Prototipo de bloque prismático)

Modelo japonés de un prototipo VHTR, denominado HTTR, de bloques prismáticos.

En el caso de este modelo, las partículas de combustible forman bloques grades de forma prismática, que forman el elemento de combustible que se introduce en el reactor (fig.32). Modelo en estudio desde 2004.

Prototipo de investigación, con una producción térmica de 30MWt, y una presión baja de 4MPa. Esta refrigerado por helio.

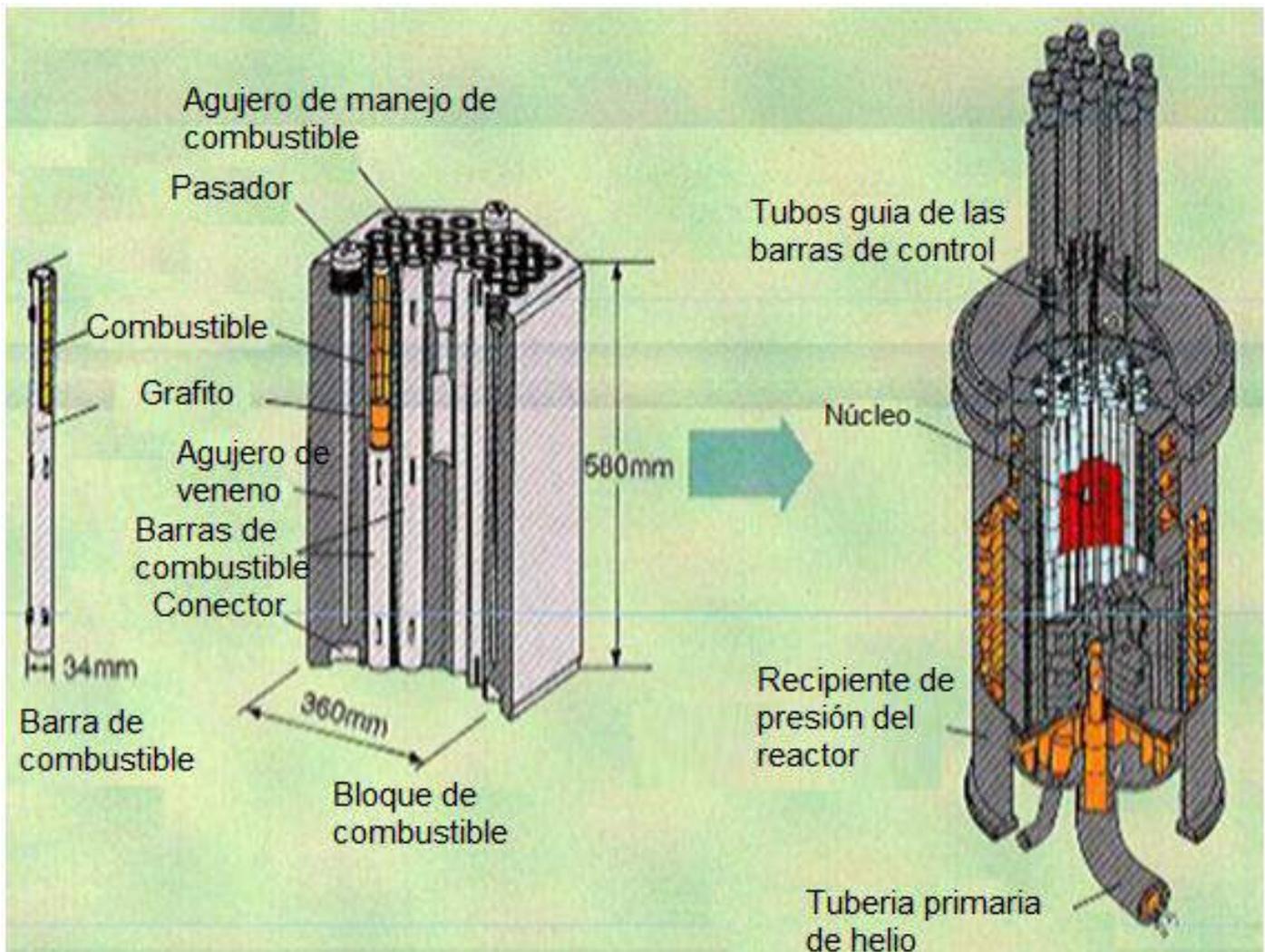
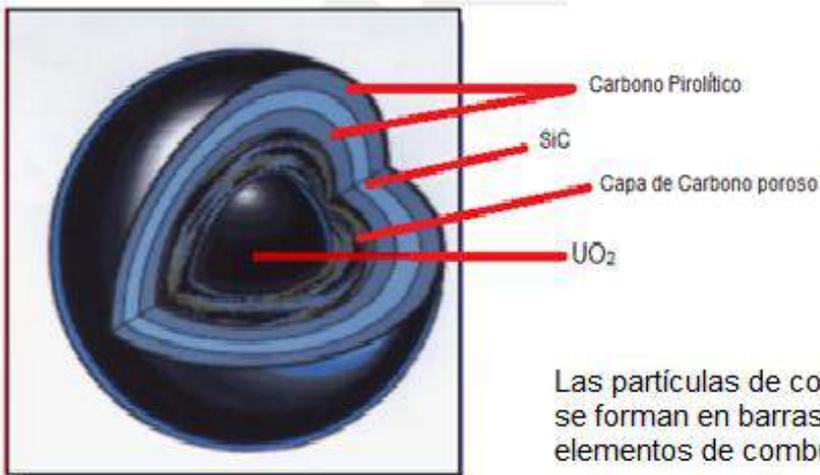


Fig.31: Diseño del reactor HTTR, modelo japonés. (Sink, 2017)



Las partículas de combustible revestidas con TRISO (izquierda) se forman en barras de combustible (centro) y se insertan en elementos de combustible de grafito (derecha).



Fig.32: Forma del combustible del reactor HTTR, forma de bloque prismático. (Sink, 2017)



4.6.2 HTR-10 (Prototipo de lecho de bolas)

Modelo chino de un prototipo VHTR, denominado HTR-10, lleva en estudio desde 2003.

En el caso de este modelo, las partículas de combustible (TRISO) se introducen dentro del reactor formando un lecho de bolas.

Prototipo de investigación, con una potencia térmica de 10MWt, y una presión baja de 3MPa. Esta refrigerado por helio.

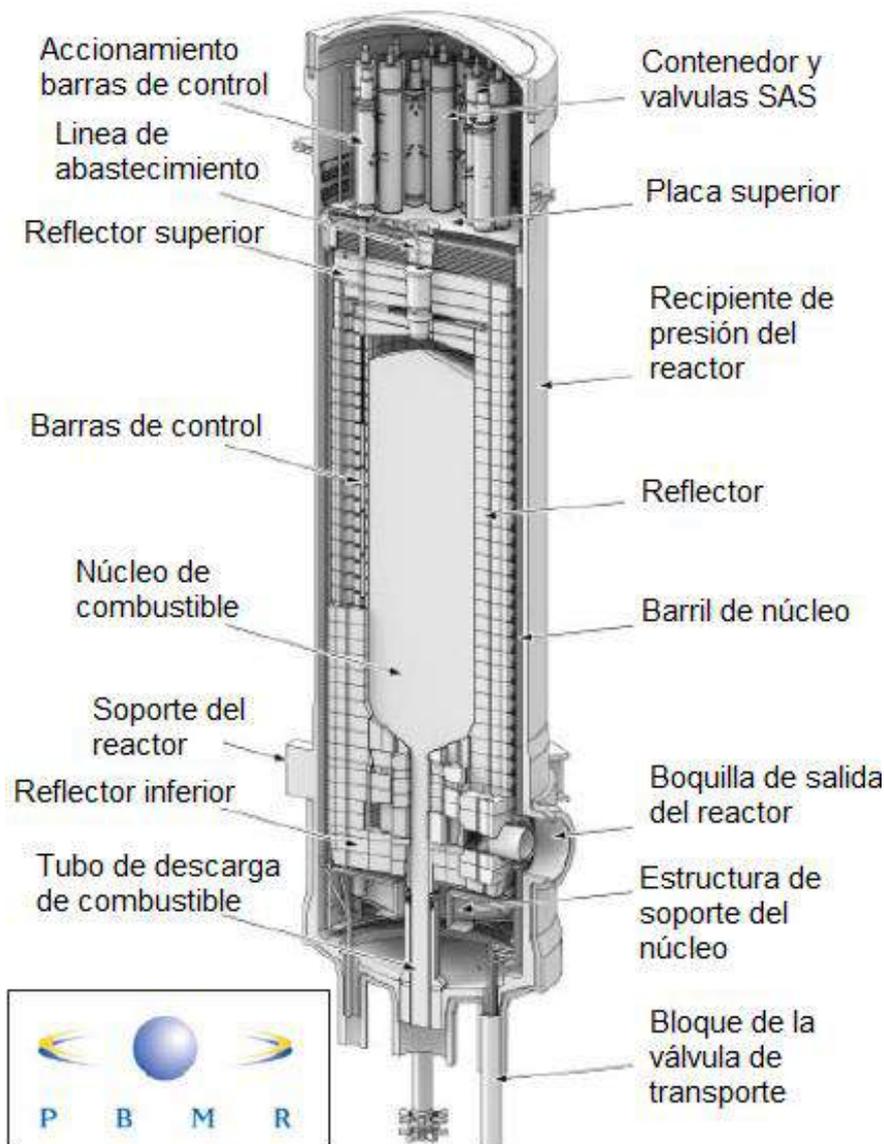


Fig.33: Diseño del reactor HTR-10, modelo chino. (Sink, 2017)



Comparativa prototipos

	HTTR JAPÓN	HTR-10 CHINA
Potencia térmica	30 MWt	10MWt
Presión	4 MPa	3MPa
T(°C) entrada reactor	395	250/300
T(°C) salida reactor	950/850	700/900
Combustible	(U-Th)O ₂	(U-Th)O ₂
Refrigerante	He	He
Forma combustible	Compuestos de grafito en bloques hexagonales	Lecho de bolas, con revestimiento de grafito
moderador	Grafito	Grafito



4.7 TABLA RESUMEN DE LOS REACTORES DE IV GENERACIÓN A 2014

IV Generación	ESPECTRO	REFRIGERANTE	TEMP(C°)	PRESION	COMBUSTIBLE	POTENCIA (MWe)	CICLO COMBUSTIBLE	USOS	FASE
GFR	Rápido	He	850	Alta 7Mpa	U-238/MOX	200/800 Depende del prototipo	Cerrado avanzado	Electricidad Hidrogeno	Viabilidad
LFR	Rápido	Pb-Bi	500-800	Baja 1 atm	U-238/MOX	20/600 Depende del prototipo	Cerrado avanzado	Electricidad Hidrogeno	Ejecución
MSR	Térmico o Rápido	T->Sal de fluoruro R->sal de fluoruro fundido	700-800	Baja	T->UO ₂ partículas TRISO R->UF ₄ en sal fundido en el refrigerante	100/1.300 Depende del prototipo	Cerrado avanzado	Electricidad Hidrogeno	Viabilidad
SFR	Rápido	Na	550	Baja 1 atm	U-238/MOX	50/1.200 Depende del prototipo	Cerrado avanzado	Electricidad	Ejecución
SCWR	Térmico o Rápido	H ₂ O	510-550	Muy alta 25MPa	UO ₂ /PuO ₂ /ThO ₂	1.000/1.700 Depende del prototipo	Cerrado (térmicos) Cerrado avanzado (rápidos)	Electricidad	Ejecución
VHTR	Térmico	He	1000	Baja 3-4MPa	UO ₂ /ThO ₂	600	Cerrado	Electricidad Hidrogeno	Ejecución



5. CONCLUSIONES

Durante la recopilación de información para la realización de este estudio, he llegado a comprender como funciona el circuito interno de los distintos modelos de los reactores y las mejoras innovadoras que los hacen valiosos, en sentido de la sostenibilidad, la seguridad, la economía y la anti-proliferación.

Pero la gran innovación que presentan en el ciclo del combustible es lo que realmente hace de esta tecnología algo importante.

La sostenibilidad viene marcada por la reducción en el volumen de los residuos producidos, gracias al reprocesamiento de combustible gastado debido a larga vida que puede tener el combustible dentro del reactor ya que son reactores reproductores.

Por último la transmutación de los actínidos menores que se producen en la reacción, que mediante reacciones nucleares de fisión en reactores fabricados para ello, convierten los elementos residuales de larga vida en productos de fisión de vida media mucho más corta. En este campo existen diseños de distinto tipo, aunque la mayoría se basan en reactores subcríticos.

La larga vida de los combustibles hace que las plantas a su vez sean instalaciones con vida útil más larga, y por lo tanto aumenta la rentabilidad económica de las construcciones de plantas de IV Generación.

También se incorporan las ventajas de que el combustible que utilizan este tipo de reactores no necesita del ciclo de enriquecimiento, lo que a la larga será un beneficio claramente económico, además ni el combustible ni los productos generados podrán ser utilizados para propósitos bélicos.

Las pruebas de fiabilidad que estos reactores tendrán que pasar, deberán ser exhaustivas para llegar a poder operar a nivel industrial. Una vez pasado el periodo de pruebas de seguridad ofrecerán una tranquilidad con respecto a la seguridad que presentaran las centrales actuales.

La circulación del refrigerante en el interior del reactor se produce por convención natural, lo que permite eliminar las bombas de recirculación. Además, incorporan sistemas de seguridad pasivos que controlan la temperatura del reactor sin necesidad de intervención de un operador (no todos presentan seguridad pasiva pero si 4 de los 6 modelos). La seguridad pasiva está caracterizada por el punto de ebullición alto que presentan los refrigerantes de la IV Generación, y que en caso de accidente no se fundiría el reactor.

Al tener el punto de ebullición muy elevado absorberían el exceso de calor, mientras tanto los elementos de combustible se expandirían y se separarían, deteniendo la reacción en cadena sin intervención humana.

Dos de los modelos de los reactores presentados están en la fase de viabilidad, tanto el reactor como el combustible que utilizan, mientras que los cuatro restantes sí que



han pasado a la fase de ejecución, desarrollando pequeños módulos sin producción de energía eléctrica, para comprobar si los cálculos obtenidos en la fase la viabilidad se ajustan a la realidad.

Todas estas innovaciones son ventajas que hacen atractivos a esta nueva generación de reactores, aunque para su demostración tendremos que esperar de 5 a 10 años hasta que los prototipos de investigación demuestren la posibilidad de construcción de los mismos a escala comercial.

6. BIBLIOGRAFIA

Henríquez, c., et al. Mediciones de flujo neutrónico en un núcleo configurado por elementos combustibles de bajo enriquecimiento. 2003.

Locatelli, Giorgio; Mancini, Mauro; Todeschini, Nicola. Generation IV nuclear reactors: current status and future prospects. *Energy Policy*, 2013, vol. 61, p. 1503-1520.

Gadó, János. The reactor ALLEGRO and the sustainable nuclear energy in central Europe. En *EPJ web of conferences*. EDP sciences, 2014. p. 08001.

Alemberti, Alessandro, et al. European lead fast reactor—ELSY. *Nuclear engineering and design*, 2011, vol. 241, no 9, p. 3470-3480.

Merle-Lucotte, Elsa, et al. Influence of the processing and salt composition on the thorium molten salt reactor. *Nuclear technology*, 2008, vol. 163, no 3, p. 358-365.

Merle-Lucotte, E., et al. Minimizing the fissile inventory of the molten salt fast reactor. En *Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM IV)*. American Nuclear Society, 2009.

Cinotti, L., et al. The ELSY project. 2008.

Gauthier, Jean-Claude, et al. Antares: the HTR/VHTR project at framatome anp. *Nuclear Engineering and Design*, 2006, vol. 236, no 5, p. 526-533.

Scarlat, Raluca o.; Peterson, Per F. The current status of fluoride salt cooled high temperature reactor (FHR) technology and its overlap with HIF target chamber concepts. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 2014, vol. 733, p. 57-64.

Froggeri, M.; Alemberti, A.; Mansani, L. The lead fast reactor: demonstrator (ALFRED) and ELFR design. En *Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)*. v. 1. *Proceedings of an International Conference*. 2015.

Alemberti A., Froggeri M.L., Hermsmeyer S., Smirnov L.A.V., Takahashi M., Smith C.F., et al. "Lead-cooled fast reactor (LFR) risk and safety assessment white paper, revision 8", 2014.

Schulenberg, Thomas. High performance light water reactor: design and analyses. KIT scientific publishing, 2012.

Hahn, Do-Hee, et al. Conceptual design of the sodium-cooled fast reactor KALIMER-600. *Nuclear Engineering and Technology*, 2007, vol. 39, no 3, p. 193-206.

Romero, Enrique González. Reactores de Generación IV: camino a la sostenibilidad a largo plazo de la energía nuclear. *DYNA Energía y Sostenibilidad*, 2012, vol. 1, no 1.

Ciclos del combustible nuclear: ajuste a las nuevas realidades, seminario, Semenov.B.A and OI.N

Bernárdez, Vidal; Manuel, José. Optimización para una gestión eficiente del combustible nuclear usado en el caso español. 2016.

Soria, Beatriz Yolanda Moratilla. Combustible nuclear: seminario permanente en tecnologías energéticas. 2013.

World Nuclear Association, et al. World Nuclear power reactors & uranium requirements. Facts & Figures, 2010.

Chang, Y. I., et al. Small Modular Fast Reactor design description. Argonne National Lab., Argonne, IL (US), 2005.

Lázaro, A., et al. Code assessment and modelling for Design Basis Accident Analysis of the European sodium fast reactor design. Part I: System description, modelling and benchmarking. Nuclear Engineering and design, 2014, vol. 266, p. 1-16.

Páginas web consultadas:

WEB OFICIAL GIF, International Forum IV Generation.

Technology Roadmap Update For Generation IV Nuclear Energy Systems, Petti D., Shen W., Tuzov A., Zimmermann M., et al. 2014. [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_60729/technology-roadmap-update-for-generation-iv-nuclear-energy-systems?hlText=TECHNOLOGY+ROADMAP+UPDATE+FOR+GENERATION+IV+NUCLEAR+ENERGY+SYSTEMS

Vasile, Alfredo, 2017. Gas Cooled Fast Reactors. [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_88625/gen-iv-webinar-series-6-gas-cooled-fast-reactor-alfredo-vasile?hlText=GFR

Merle, Elsa, 2017. Concept of Molten Salt Fast Reactor. [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_91904/concept-of-molten-salt-fast-reactor-elsa-merle-france?hlText=MSR

Peterson, Per F, 2017. Overview of FHR technology. [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_91932/gen-iv-webinar-series-8-fluoride-cooled-high-temperature-reactors-per-peterson?hlText=FHR

Hill, Robert. 2016. Sodium Cooled Fast Reactors (SFR). [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_87589/gen-iv-webinar-series-4-sodium-cooled-fast-reactor-bob-hill?hlText=SFR

Leung, Laurence 2017: Super-Critical Water Cooled Reactors. [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_90274/gen-iv-webinar-series-7-supercritical-water-reactors-scwr-laurence-leung?hlText=SCWR

Sink, Carl 2017: Very High Temperature Reactors. [Descarga]. Disponible en:

- https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_88261/gen-iv-webinar-series-5-very-high-temperature-reactors-carl-sink?hlText=VHTR

OTRAS PÁGINAS DE CONSULTA:

FORO NUCLEAR, foro de la industria nuclear española. [En línea]. Disponible en:

- <http://www.rinconeducativo.org/es/recursos-educativos>

Procesos químicos y metalúrgicos. [En línea]. Disponible en:

- <http://procesos-quimicosymetalurgicos.blogspot.com.es/2009/11/proceso-hidrometalurgico.html>

García, Nuria 2014: Ponencia, La energía nuclear y su importancia medioambiental. [Descarga]. Disponible en:

- <http://www.rinconeducativo.org/es/search/node/nuria%20garcia>

Carlevaris, R., Gómez Constenla, C., Rey, E.A, 2015: “proceso de producción de dióxido de uranio por vía seca en dos etapas”. [En línea]. Disponible en:

- <http://www.foroiberam.org/documents/193375/199940/PROCESO+DE+PRODUCCI%C3%93N+DE+DI%C3%93XIDO+DE+URANIO+POR+V%C3%8DA+SECA+EN+DOS+ETAPAS/ee76ffc0-9c85-49cd-a61a-b8ecd86682ec;jsessionid=CD5A9D0CBBBC56F9B1F63803E64740BE?version=1.0>