

Centrales nucleares: Una visión histórica

2ª parte

Antonio González-Jiménez
Director Técnico del Foro Nuclear

DOI: <http://dx.doi.org/10.6036/5759>

6. EL REACTOR NUCLEAR DE AGUA EN EBULLICIÓN BWR

El sistema nuclear de un reactor de agua en ebullición de ciclo directo es un sistema de generación de vapor que consiste en un núcleo y una estructura interna, encerrados dentro de una vasija de presión, unos sistemas auxiliares de operación y de seguridad del reactor nuclear y la instrumentación y control necesarios.

Los reactores de agua en ebullición tienen como fundamento el obtener vapor en la propia vasija del reactor así como aprovechar las mejores condiciones de transmisión de calor que pueden lograrse cuando hay ebullición en el líquido que actúa como moderador y refrigerante.

El agua que circula a través del núcleo del reactor, mantenida a una presión de unas 70 atmósferas, entra a una temperatura de aproximadamente 215°C y se transforma en vapor saturado "separado" del circuito de recirculación, secado en la parte superior de la vasija y mandado directamente a la

turbina, saliendo a una temperatura de aproximadamente 280°C.

6.1. LA VASIJA DEL REACTOR

La vasija del reactor tiene forma cilíndrica rematada por dos casquetes semiesféricos, de los cuales el superior es desmontable, estando unido a la parte inferior de la vasija mediante una brida con pernos. El material del que se construye es acero al carbono, estando recubierto su interior por una capa de acero inoxidable. Se apoya sobre un pedestal de hormigón y acero que se construye solidario a la cimentación del edificio.

Las barras de control y la totalidad de la instrumentación interior del núcleo penetran por la parte inferior de la vasija, debido a la existencia en su parte superior de los separadores y secadores de vapor. La tobera de salida del vapor se encuentra en la parte superior de la zona cilíndrica, mientras que en la parte inferior están alojadas las toberas de entrada y salida del agua de recirculación.

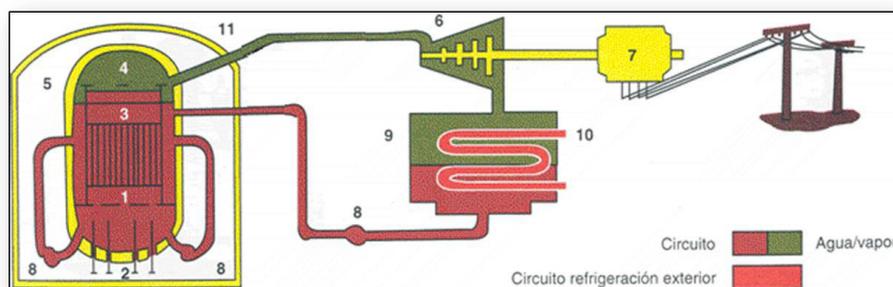
Entre los componentes internos de la vasija del reactor hay que destacar los elementos combustibles que forman el núcleo y en los cuales se genera la energía, las barras de control que nos permiten controlar y parar el reactor, el barrilete o envuelta que rodea al núcleo separando la zona en donde se produce la ebullición de la zona que aloja

las bombas de chorro, los separadores de vapor situados sobre el núcleo y los secadores de vapor colocados a su vez sobre los anteriores y que permiten obtener vapor saturado sin agua de arrastre.

En la vasija de un reactor BWR existe una recirculación de agua líquida (no evaporada) hacia la parte anular de la misma, alrededor del reactor, donde se mezcla con la proveniente del condensado. Esta mezcla es succionada por una corriente formada con el agua de la parte inferior de dicho espacio anular, entrando todo ello en el colector inferior, desde el cual penetra ascendiendo en el núcleo del reactor, lamiendo verticalmente las vainas de combustible y entrando en ebullición. La ebullición no es total: aproximadamente el 13% se convierte en vapor, recirculándose como agua líquida el 87% restante, hacia el espacio anular exterior. Lógicamente, el 13% evaporado, tras su expansión en la turbina, se condensa y se restituye de nuevo a la vasija en las condiciones antes citadas.

6.2. LOS ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE

El combustible es dióxido de uranio (UO_2) enriquecido entre un 3% y un 4,5% conformado en pastillas cilíndricas sinterizadas que se introducen en varillas de aleaciones especiales, como



- | | | |
|----------------------|---------------------------------------|---------------------------------------|
| 1 Núcleo del reactor | 5 Vasija del reactor | 9 Condensador |
| 2 Barras de control | 6 Turbinas | 10 Circuito de refrigeración exterior |
| 3 Separador de vapor | 7 Alternador | 11 Edificio de contención |
| 4 Vapor de agua | 8 Bomba de recirculación y condensado | |

Fig. 6: Esquema general de un reactor BWR

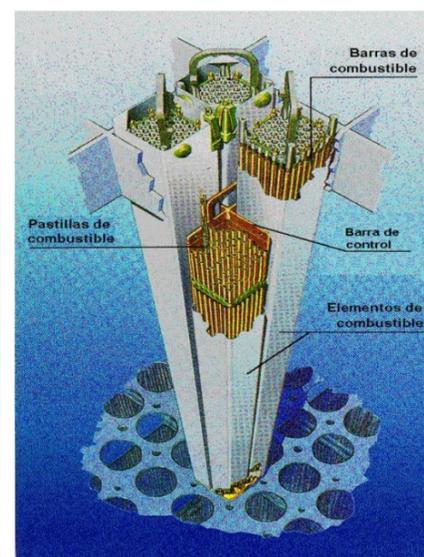


Fig. 7: Elemento de combustible de un reactor BWR

por ejemplo el *zircaloy*. Estas varillas, una vez producido el vacío en su interior se rellenan de helio y se sueldan herméticamente. Se agrupan en disposiciones rectangulares de 8x8 o 10x10 varillas, en función del diseño, con un canal paralelepípedo fabricado de la misma aleación, que las envuelve. El conjunto de elementos combustibles forman el núcleo del reactor y su número depende de la potencia instalada del reactor. Típicamente, para una central de 1000 MWe de potencia instalada es de unos 600.

6.3. LAS BARRAS DE CONTROL

Tienen sección cruciforme, con un material absorbente de carburo de boro compactado en el interior de tubos de acero inoxidable (18 en cada brazo de la cruz). Estas barras de control se introducen en el núcleo por la parte inferior del reactor, lo que impide que puedan introducirse simplemente por gravedad, con lo cual se tiene que diseñar un sistema electrohidráulico, maniobrado desde del exterior, que asegure la inserción instantánea de las barras en el núcleo con una gran fiabilidad cuando ello sea necesario.

6.4. SEPARADORES Y SECADORES DE VAPOR

Los separadores de vapor tienen una estructura en forma de cúpula a la cual van soldadas una serie de tubos en cuya parte superior se encuentran los separadores de vapor que actúan en tres etapas. Consisten en láminas helicoidales que obligan al vapor a realizar una trayectoria helicoidal, depositándose las gotas de agua sobre la pared del separador a la que llegan por la fuerza centrífuga que se les comunica.

El vapor que abandona los separadores entra en el conjunto de secadores de vapor, el cual se dirige a la tobera de salida para ser utilizado en la turbina. El agua depositada en los secadores desliza por las paredes de los mismos descargando después de pasar por una serie de tuberías en la zona anular desde donde se recircula.

6.5. SISTEMA DE RECIRCULACIÓN

La misión de este sistema es la de aumentar el caudal de recirculación en el núcleo del reactor. Consiste en dos lazos situados en el exterior de la vasija del reactor, pero en el interior de la con-

tención, formado cada uno de ellos por una bomba de recirculación, una válvula de cierre, una válvula de regulación, una válvula de aspiración, una válvula de descarga y un paso en derivación.

Formando parte de este sistema, en el interior de la vasija se encuentran las bombas de chorro situadas en la región anular entre la envuelta y la vasija. Cada dos bombas están servidas por una única tubería de alimentación que atraviesa la vasija, para conectar a una tubería de distribución unida a la descarga de la bomba.

El agua que fluye a través del núcleo del reactor se transforma en vapor en aproximadamente un 50% y vuelve a la vasija a través de la tobera de agua de alimentación después de haberse condensado en el condensador. Aproximadamente una tercera parte se extrae de la vasija (plenum inferior) y se recircula de nuevo a través de las bombas de chorro al núcleo del reactor, de donde pasa a través de los separadores de vapor y secadores al plenum superior. El resto del agua es absorbida por las bombas de chorro del anillo e inyectado a la cámara de aspiración volviendo al plenum inferior por el mismo camino señalado anteriormente.

El sistema de recirculación puede controlar la potencia generada en el núcleo entre amplios márgenes, para ello basta modificar el flujo de refrigerante a través del reactor, lo cual se consigue modificando la apertura de la válvula de control. Encontrándose el reactor en estado estacionario, aumentando en un instante determinado el caudal del sistema de recirculación abriendo la válvula de regulación, el caudal que circula a través del núcleo aumentará también disminuyendo la cantidad de burbujas en el mismo, lo cual equivale a un incremento positivo de reactividad que hará aumentar la temperatura del núcleo hasta que el correspondiente aumento de burbujas suponga una reactividad negativa que compense la anterior, estabilizándose la potencia a un nivel más alto. Un razonamiento análogo se puede utilizar para demostrar que una disminución en el caudal de recirculación originaría una disminución en la potencia generada en el núcleo.

Este procedimiento es muy favorable para el seguimiento de la carga, ya que con ello se permiten pequeños cambios de potencia mediante el control de

flujo de recirculación, sin alterar la posición de las barras de control. El efecto de las burbujas tiene además la ventaja de que tiende a igualar la densidad de potencia en todo el volumen del núcleo, ya que si en algún punto por cualquier circunstancia aumenta la temperatura, aumenta también el coeficiente de burbujas y por tanto, disminuirá en ese punto el número de fisiones, tendiendo a disminuir la temperatura. Esto favorece la homogeneidad en el quemado del combustible en todo el reactor y dificulta el que se produzcan daños en el núcleo por aumentos locales de temperatura.

Formando parte del sistema primario se encuentran las tuberías de vapor principal hasta las válvulas de aislamiento exteriores. Dichas tuberías arrancan desde la parte superior de la vasija y se dirigen separadamente a la alimentación de la turbina. Después de abandonar la vasija, las tuberías salen de la contención. En el interior de la contención se encuentran las válvulas de alivio, las de seguridad y las de aislamiento interior. En el exterior de la contención se encuentran las válvulas de aislamiento exterior. Las de alivio y seguridad tienen por misión proteger automáticamente de sobrepresiones en el sistema primario del reactor y la descarga de vapor se realiza bajo agua en la piscina de supresión, donde se condensa el vapor.

6.6. LA CONTENCIÓN

En el desarrollo histórico de los reactores de agua en ebullición, se han diseñado tres tipos principales de contenciones: los diseños *Mark I*, *Mark II* y *Mark III*. A diferencia del *Mark III*, que consiste de una contención primaria y un pozo seco, los diseños *Mark I* y *Mark II* consisten en un pozo seco y en un pozo húmedo o piscina de supresión. Los tres diseños se basan en el principio de la supresión de presión para la mitigación de los accidentes con pérdida de refrigerante. La contención primaria se diseña para condensar el vapor y para confinar los productos de fisión que pudieran liberarse en un accidente con pérdida de refrigerante, de tal manera que no se exceda la dosis de radiación en el exterior del emplazamiento limitada en la normativa, y para disponer de un sumidero de calor y de una fuente de alimentación de agua para ciertos equi-

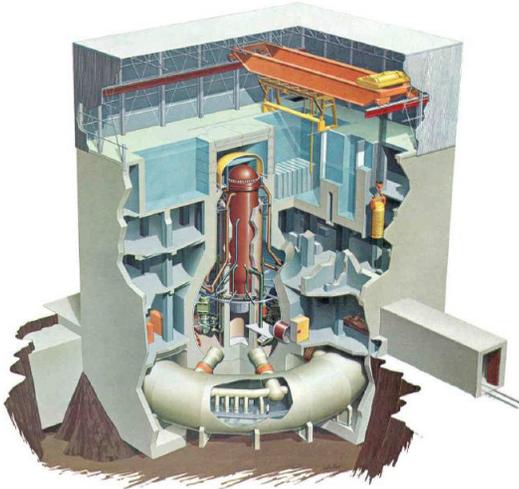


Fig. 8: Contención tipo Mark I de un reactor BWR

pos relacionados con la seguridad.

El *diseño Mark I* está formado por varios componentes principales, incluyendo el pozo seco, que circunda la vasija del reactor y los lazos de recirculación; la cámara de supresión, donde se almacena un gran volumen de agua (piscina de supresión); la interconexión para el venteo entre el pozo seco y la cámara de supresión; y la contención secundaria, que circunda la contención primaria y alberga la piscina de combustible usado y los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.

El *diseño Mark II* está formado por una cúpula de acero y un muro de hormigón post-tensado o un muro de hormigón armado apoyado sobre una losa soporte de hormigón armado. La superficie interna de la contención está forrada con un revestimiento de acero que funciona como membrana hermética. El muro de la contención también sirve como soporte de las planchas del suelo del edificio del reactor (la contención secundaria) y de las piscinas de recarga. El pozo seco, que tiene forma de tronco de cono, se sitúa encima de la piscina de supresión. La cámara de supresión tiene forma de cilindro y está separada del pozo seco mediante una losa de hormigón armado. El pozo seco está cerrado en la parte superior mediante una cúpula de acero elíptica denominada tapa del pozo seco. La atmósfera inertizada del pozo seco se ventea a la cámara de supresión mediante varias tuberías bajantes que penetran y están apoyadas en el suelo del pozo seco.

El *diseño Mark III* está formado por varios componentes principales,

incluyendo el pozo seco, una estructura cilíndrica de hormigón armado con una tapa desmontable. El pozo seco se diseña para soportar y confinar el vapor que se produce en el caso de una rotura de tuberías dentro de la contención y para canalizar el vapor liberado en una piscina de supresión mediante un aliviadero y los venteos horizontales. La piscina de supresión alberga un gran volumen de agua para la condensación del vapor que se vierte en ella. Una vasija hermética cilíndrica de acero circunda

el pozo seco y la piscina de supresión para evitar la liberación al exterior de los productos y los gases de fisión en el caso de que se produjese una rotura de tuberías en el interior de la contención.

6.7. OTROS SISTEMAS

Además de los sistemas descritos en los apartados anteriores, una central nuclear consta de otros muchos sistemas necesarios para su funcionamiento. En el caso de un reactor BWR pueden destacarse el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, el sistema de evacuación de calor residual, el sistema de refrigeración del núcleo aislado, el sistema de purificación del agua del reactor, el sistema de control líquido de reserva y el sistema de purificación y refrigeración de las piscinas de combustible y de contención.

7. CENTRALES NUCLEARES AVANZADAS

En 1985, a requerimiento de algunas empresas eléctricas estadounidenses se solicitó al *Electric Power Research Institute* (EPRI) un documento que contuviera los requisitos que debían tener las nuevas centrales nucleares, basándose en la experiencia acumulada y que incorporase nuevas tecnologías. Como consecuencia, en 1990 se publicó el primer informe de la industria eléctrica sobre los requisitos de los nuevos reactores de agua ligera avanzados, el *Utility Requirement Document* (URD). De igual manera, aunque con un cierto retraso, las empresas eléctricas euro-

peas decidieron redactar un documento (*European Utility Requirement - EUR*) en el cual se reflejaran las necesidades en Europa. En dicho documento se contemplan las realidades del mercado europeo de electricidad, las realidades y posibilidades tecnológicas, la posibilidad de licenciamiento en toda Europa, y la experiencia acumulada.

7.1. CENTRALES NUCLEARES DE GENERACIÓN III Y III+

Son reactores con una mejora evolutiva de los diseños de la generación II, incluyendo sistemas de seguridad pasivos, cuya acción se debe a fenómenos físicos, tales como la convección natural y la gravedad, que actúan por sí 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 esta generación se pueden subdividir en dos grupos:

- Reactores evolutivos de agua en ebullición, incluyendo el ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*) de Toshiba y GE, además del BWR 90+ de Westinghouse, el reactor pasivo ESBWR de GE y el reactor simplificado SWR-1000 de Areva.
- Reactores avanzados de agua a presión, incluyendo el AP-600, y el AP-1000 de Westinghouse, los evolutivos PWR System 80+ de Westinghouse, el APWR de Mitsubishi y el EPR en Europa por Areva.

Las características principales de estos reactores son las siguientes:

- EPR, *European Pressurized Reactor*. Es un reactor de agua a presión PWR que emplea agua ligera a presión como refrigerante y moderador, y su origen se debe a la experiencia francesa de Areva y alemana de Siemens-KWU (KONVOI). Es un reactor de 1600 MWe, cuyo rendimiento total puede oscilar entre el 36% y 37%, lo que le permite utilizar más eficientemente el combustible y generar menos residuos. Consta de cuatro lazos, cada uno de ellos con su propio sistema de seguridad, capaz cada uno de ellos por sí solo de mitigar un hipotético accidente, lo que se denomina redundancia de sistemas

con funciones de seguridad.

- AP1000, de Westinghouse. Es un reactor de agua a presión PWR de dos lazos y 1117 MWe, con características de seguridad pasiva y extensas simplificaciones para mejorar la construcción, la operación y el mantenimiento. Sus sistemas de seguridad aplican protecciones pasivas, que alcanzan un alto grado de seguridad, que hacen innecesarias las fuentes de energía de emergencia. Estos sistemas requieren muy poca intervención por parte de los operadores, lo que reduce el riesgo de error humano. Por otra parte, la probabilidad de fallos es muy reducida, como resultado de la aplicación del concepto de diversidad, en el que para una misma función de seguridad se aplican varios y diferentes tipos de sistemas fundamentados en diferentes principios físicos. Su construcción supone, por simplificación de su diseño, una importante reducción en el número de tuberías, válvulas, bombas y otros componentes.
- ABWR, *Advanced Boiling Water Reactor*. Es un reactor de agua en ebullición BWR de General Electric. Basado en la construcción modular, este reactor tiene una potencia nominal de 1356 MWe, con un rendimiento superior al 34%. Entre sus ventajas, está una respuesta completamente automática ante accidentes de pérdida de refrigeración (sin necesidad de operadores durante 3 días), un mejor control de potencia y un diseño de la vasija y de sus componentes muchísimo más sencillo.
- ESBWR, *Economic Simplified Boiling Water Reactor*. Es un reactor de agua en ebullición BWR de General Electric. Este reactor incorpora sistemas de seguridad pa-

sivos y está diseñado a partir de los avances tecnológicos del ABWR. Es un reactor de 1560 MWe, con un rendimiento del 34,7%. El ESBWR ha evolucionado respecto a sus antecesores, beneficiándose de las economías de escala y de las mejoras de la circulación natural del núcleo, manteniendo los originarios sistemas pasivos de seguridad y añadiendo los conceptos de seguridad avanzada y competitividad económica. En el caso de accidentes severos, una nueva estructura de tuberías situada debajo de la vasija refrigeraría con agua el reactor en caso de fusión de éste.

7.2. CENTRALES NUCLEARES DE GENERACIÓN IV

Constituyen una serie de diseños genéricos, que se espera puedan estar en operación comercial en los próximos 30-40 años. Suponen un gran avance debido a que pretende desarrollar nuevos diseños sin olvidar las lecciones aprendidas de la experiencia acumulada. Los diseños de Generación IV no parten de reactores existentes, sino del establecimiento de unos nuevos principios:

- Sostenibilidad: los diseños deben promover la disponibilidad de sistemas a largo plazo y el aprovechamiento de combustible para la producción de energía en todo el mundo, minimizando el volumen y el periodo de gestión de los residuos radiactivos.
- Economía: los diseños deben ofrecer más ventajas económicas que otras fuentes de energía durante el ciclo de vida útil y equiparar su nivel de riesgo financiero con el de otros proyectos energéticos.
- Seguridad y fiabilidad: los diseños deben reducir al mínimo la probabilidad de daños en el núcleo del reactor y su magnitud y eliminar la necesidad de adoptar medidas de emergencia fuera del emplazamiento.
- Resistencia a la proliferación y protección física: los diseños deben constituir la vía menos deseable y atractiva para la utilización de los materiales para usos no pacíficos de la energía nuclear.

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, desalación de agua de mar, grandes sistemas de transporte o generación de calor.

Existen dos iniciativas internacionales para desarrollar estos diseños avanzados que puedan funcionar hacia el año 2030 y que cumplan con los principios establecidos:

- El GIF (*Generation IV International Forum*), en el que participan Estados Unidos y Francia, además de otros países occidentales y de Extremo Oriente, y que coordina la OCDE. Este grupo ha seleccionado para su estudio dos reactores refrigerados por gas a alta temperatura (uno térmico y otro rápido), otros dos reactores rápidos (uno refrigerado por sodio y otro por plomo), un reactor refrigerado por agua supercrítica y uno de sales fundidas.
- El INPRO (*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*), promovido por el OIEA, y en el que participan la Unión Europea, Rusia y otros países, incluida España.

Los principales diseños de reactores que se están estudiando en este contexto y que cumplen con los objetivos descritos son los siguientes:

- Reactor rápido refrigerado por gas (GFR), reactor de espectro de neutrones rápidos capaz de utilizar como combustible gran parte de los residuos actuales, refrigerado por helio y con ciclo de combustible cerrado.
- Reactor de muy alta temperatura (VHTR), reactor refrigerado por helio y moderado por grafito con un ciclo de combustible abierto de uranio. Se puede adaptar a la producción de hidrógeno. Actualmente, es el único reactor de Generación IV que tiene dos modelos muy avanzados: el PMBR y el GT-MHR.
- Reactor supercrítico refrigerado por agua (SCWR), reactor refrigerado por agua a alta presión y alta temperatura que funciona por encima del punto crítico termodinámico del agua.



Fig. 9: Esquema general de un reactor EPR

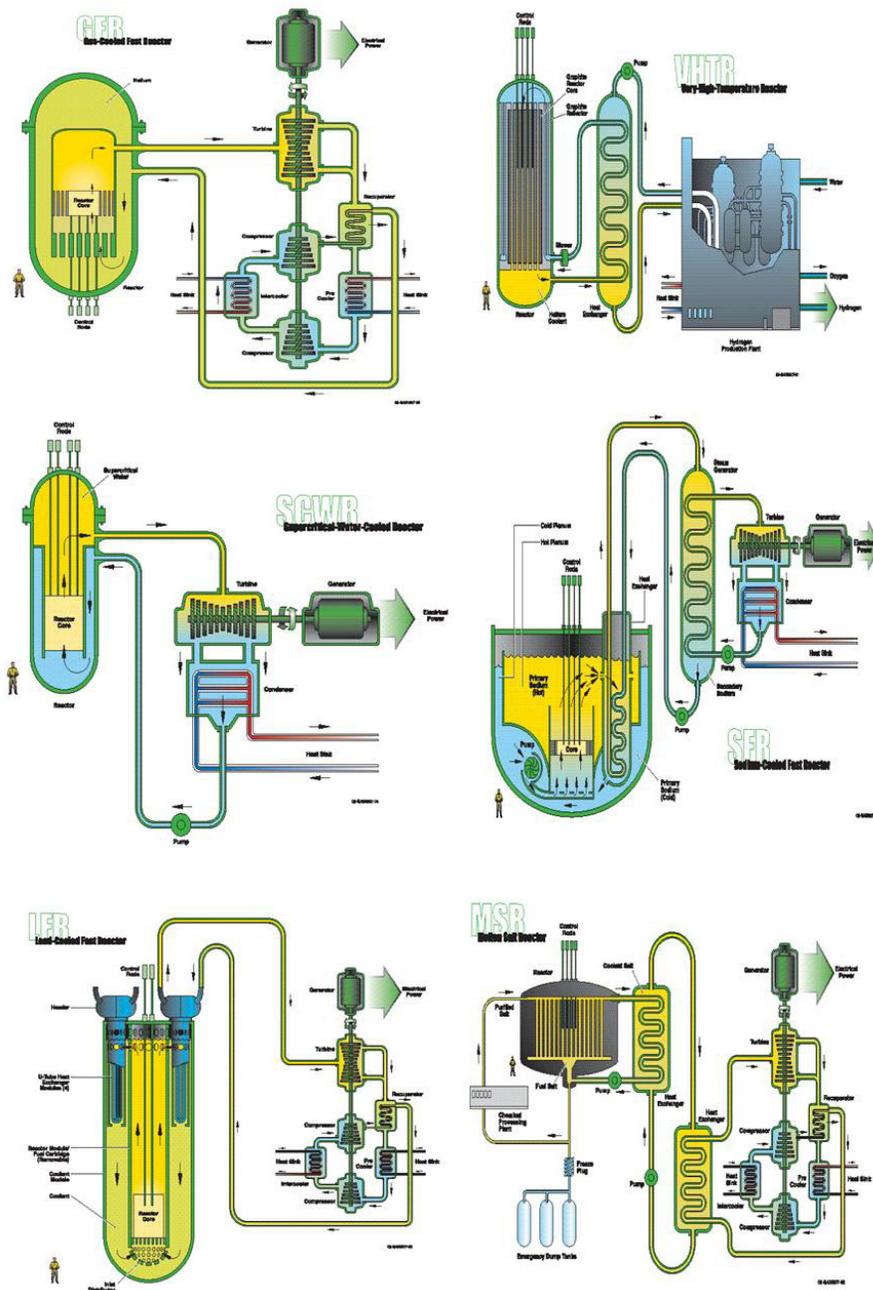


Fig. 10: Esquemas de los reactores de Generación IV

- Reactor rápido refrigerado por sodio (SFR), reactor de espectro rápido, puede consumir como combustible residuos radiactivos actuales, refrigerado por sodio y el ciclo del combustible es cerrado para la gestión eficiente de los actínidos y la conversión del uranio fértil.
- Reactor rápido refrigerado por aleación de plomo (LFR), reactor de espectro rápido refrigerado por metal líquido de bismuto-plomo con ciclo de combustible cerrado para la conversión eficiente de uranio fértil y la gestión de los ac-

tínidos.

- Reactor de sales fundidas (MSR), produce energía de fisión en una mezcla de combustible de sales fundidas en circulación con un ciclo de combustible de reciclaje completo de actínidos.

Existen iniciativas europeas para incorporar los reactores rápidos o de Generación IV al Plan Estratégico europeo. Las Iniciativas Industriales Europeas constituyen un elemento básico del Plan Estratégico en Tecnologías Energéticas de Europa (Strategic Energy Technology Plan o SET-Plan), propuesto en 2007

por la Comisión Europea y refrendado después por los Estados miembros y el Parlamento Europeo.

Las Iniciativas Industriales se refieren al desarrollo y despliegue de una cartera de tecnologías energéticas eficientes, económicas y con bajas emisiones de dióxido de carbono.

La Iniciativa Industrial Sostenible Nuclear Europea (ESNII) se aprobó durante la Conferencia del SET Plan en 2010, con el objetivo de desarrollar una nueva generación de reactores nucleares que responda a la creciente necesidad energética de Europa de forma sostenible y cumpliendo los requisitos de no emisión de gases de efecto invernadero. Aunque los recursos de uranio son suficientes con el actual parque mundial para más de 100 años, el gran despliegue nuclear que se anticipa a largo plazo lleva a reconsiderar los reactores rápidos, capaces de utilizar las reservas durante siglos y, por otra parte, contribuir a una óptima gestión de los residuos radiactivos de alta actividad.

PARA SABER MÁS:

- Reactores Nucleares. J.M. Martínez-Val y M. Piera. ETSI Industriales-UPM. Madrid, 1997
- Foro de la Industria Nuclear Española www.foronuclear.org
- Reactor Concepts Manual. Boiling Water Reactor Systems. United States Nuclear Regulatory Commission <http://1.usa.gov/gZODKS>
- Reactor Concepts Manual. Pressurized Water Reactor Systems. United States Nuclear Regulatory Commission <http://bit.ly/Y8YTeV>
- Westinghouse AP-1000 Nuclear Reactor <http://bit.ly/jf1Gza>
- General Electric ABWR Nuclear Reactor <http://bit.ly/154AIYq>
- Areva EPR Nuclear Reactor <http://bit.ly/15uRcV>
- Generation IV International Forum <http://www.gen-4.org/>
- INPRO-OIEA <http://www.iaea.org/INPRO/>