

Centrales nucleares: una visión histórica

1ª parte

Antonio González Jiménez.
Director Técnico del Foro Nuclear

DOI: <http://dx.doi.org/10.6036/5757>

1. INTRODUCCIÓN

En el año 1896, el científico y físico francés **Bequerel** descubrió por casualidad la radiactividad natural, al estar trabajando en su laboratorio y dejar descuidadamente unas sales de uranio junto a unas placas fotográficas que aparecieron posteriormente veladas, a pesar de estar protegidas de la luz solar. Después de varios ensayos, comprobó que el uranio era el causante del velado de las placas, por lo que de esta manera, sin saberlo, se convirtió en el “*padre de la energía nuclear*”.

Cuatro décadas después, en 1938, un equipo de investigadores alemanes formado por **Hahn, Strassmann, Meitner** y **Frisch** descubrió la fisión nuclear, a través de la identificación del elemento bario como consecuencia de la escisión del núcleo de uranio. El uranio, al capturar uno de los neutrones con los que se le bombardeaba, se escindía en dos fragmentos, acompañados de una gran cantidad de energía, muy superior a la que se podía producir con cualquier otra reacción nuclear hasta entonces conocida.

Posteriormente, el 2 de diciembre de 1942, un grupo de científicos nucleares, liderado por el físico italiano **Enrico Fermi**, conseguía poner en marcha la primera reacción nuclear en cadena de la historia, en el famoso reactor nuclear *Chicago Pile-1* en la *Universidad de Chicago*. Utilizando combustible de uranio y extrayendo cuidadosamente las barras de control, produjeron una reacción nuclear en cadena, entrando de este modo en funcionamiento el primer reactor nuclear del mundo.

Después de los desarrollos para la fabricación y utilización de una bomba atómica, que puso fin a la Segunda Guerra Mundial, el histórico discurso de “Átomos para la paz” del presidente de Estados Unidos, **Dwight D. Eisenhower**, ante la Asamblea General de las Naciones Unidas el 8 de diciembre de 1953, sentó las bases para un programa de cooperación internacional para el uso pacífico de la energía nuclear, liberándose conocimientos científicos y tecnológicos que permitirían su posterior explotación comercial.

De esta manera, en 1956, en el Reino Unido se inauguró la primera central nuclear comercial en *Calder Hall*, dando origen así a los distintos programas nucleares y a los distintos tipos de reactores que actualmente se encuentran en operación.

Así, a finales del año 2013, en el mundo había 437 reactores nucleares en funcionamiento en 31 países que, con una potencia neta instalada conjunta de más de 374.000 MW, producen alrededor del 14% del total de la demanda de electricidad anual a nivel planetario, unos 2550 TWh.

2. LA FISIÓN NUCLEAR

La fisión nuclear es aquella reacción nuclear en la que núcleos de átomos pesados, al capturar un neutrón incidente, pueden dividirse en dos fragmentos (raramente en tres) formados por núcleos de átomos más ligeros, llamados productos de fisión, con emisión de neutrones, rayos gamma y un gran desprendimiento de energía.

El núcleo “blanco”, al capturar el neutrón, se vuelve inestable, produciéndose su escisión, y dando lugar a una situación de mayor estabilidad con la producción de los fragmentos más ligeros.

En una reacción de fisión se producen varios neutrones, que a su vez inciden sobre otros núcleos fisionables, generando así más neutrones que producirán sucesivos choques con otros núcleos. Este efecto multiplicador se conoce como reacción en cadena.

3. EL REACTOR NUCLEAR

Un reactor nuclear es una instalación capaz de iniciar, mantener y controlar las reacciones de fisión en cadena que tienen lugar en el núcleo del reactor, y que dispone de los sistemas adecuados para extraer la gran cantidad de energía generada en forma de calor. Un reactor nuclear consta de varios componentes, cada uno con un importante papel en la generación de calor:

- El **combustible**, formado por el material fisionable, generalmente óxido de uranio, en el que tienen lugar las reacciones de fisión; es la fuente de generación de calor.
- El **moderador**, que hace disminuir la velocidad de los neutrones rápidos producidos en la fisión nuclear, convirtiéndolos en neutrones lentos o térmicos. Se emplean como materiales moderadores el agua ligera (el agua ligera es



Fig. 1: Dibujo del reactor *Chicago Pile-1* y el equipo de Fermi (Fuente: ANS)

- H₂O), el grafito y el agua pesada (el agua pesada es D₂O; se conoce como pesada ya que tiene un neutrón más que el agua ligera).
- El **refrigerante**, que extrae el calor generado por el combustible del reactor. Generalmente se usan refrigerantes líquidos, como el agua ligera y el agua pesada, o gaseosos, como el anhídrido carbónico y el helio.
- El **reflector**, que permite reducir el escape de neutrones de la zona del combustible y disponer de más neutrones para la reacción en cadena. Los materiales usados como reflectores son el agua, el grafito y el agua pesada.
- Los **elementos de control**, que actúan como absorbentes de neutrones, permiten controlar en todo momento la población de neutrones y la reactividad del reactor, haciendo que sea crítico durante su funcionamiento, y subcrítico durante las paradas. Los elementos de control tienen forma de barras, aunque el absorbente también puede encontrarse diluido en el refrigerante.
- El **blindaje**, que evita el escape de radiación gamma y de neutrones del reactor. Los materiales usados como blindaje son el hormigón, el agua y el plomo.
- La **vasija del reactor** aloja el combustible, los elementos de control y el moderador, permitiendo el paso indispensable del refrigerante.

Las diversas combinaciones de combustible, moderador y refrigerante configuran los diversos tipos de reactores nucleares existentes. Éstos pueden clasificarse según varios criterios; los más comunes son los siguientes:

- Según la **velocidad de los neutrones** que producen las reacciones de fisión: reactores rápidos y reactores térmicos.
- Según el **combustible utilizado**: reactores de uranio natural, en los que la proporción de U-235 en el combustible es la misma que se encuentra en la naturaleza (aproximadamente 0,7%), y reactores de uranio enriquecido, en los que la proporción de U-235 se ha aumentado hasta alcanzar entre un 3% y un 5%.

4. DESARROLLO HISTÓRICO

La evolución de los desarrollos tecnológicos de las centrales nucleares ha dado lugar a su clasificación en cuatro generaciones distintas:

- Generación I: constituida por los primeros prototipos iniciales, que fueron construidos a lo largo de las décadas de los años 50 y 60 del pasado siglo.
- Generación II: constituida por las centrales que se construyeron en

las décadas de los años 70, 80 y 90 del pasado siglo, y representan la mayor parte de los reactores en funcionamiento en el mundo.

- Generación III y III+: constituida por las centrales cuyo diseño es el resultado de un desarrollo de las centrales de generación II y reúnen “mejoras evolutivas”, basadas en la experiencia adquirida en las centrales nucleares actuales. Estos adelantos afectan sobre todo a los sistemas de seguridad, a la fiabilidad, a la operabilidad y a la estandarización de los diseños.
- Generación IV: constituida por una serie de proyectos, programas e iniciativas para el desarrollo y prueba de varios sistemas nucleares muy innovadores, utilizables comercialmente hacia la década de los años 40 de este siglo y que ofrecen ventajas muy marcadas con respecto a las centrales nucleares actuales y en los campos

Tipo	Nombre descriptivo del tipo de reactor	Número de reactores
FBR	Reactor reproductor rápido	2
GCR	Reactor refrigerado por gas y moderado con grafito	15
LWGR	Reactor refrigerado por agua ligera y moderado con grafito	15
PHWR	Reactor de agua pesada	48
BWR	Reactor de agua en ebullición	84
PWR	Reactor de agua a presión	273
Total		437

Tabla 1: Tipos de reactores en funcionamiento.

Fuente: Prís/OIEA. Datos a 31 de diciembre de 2013

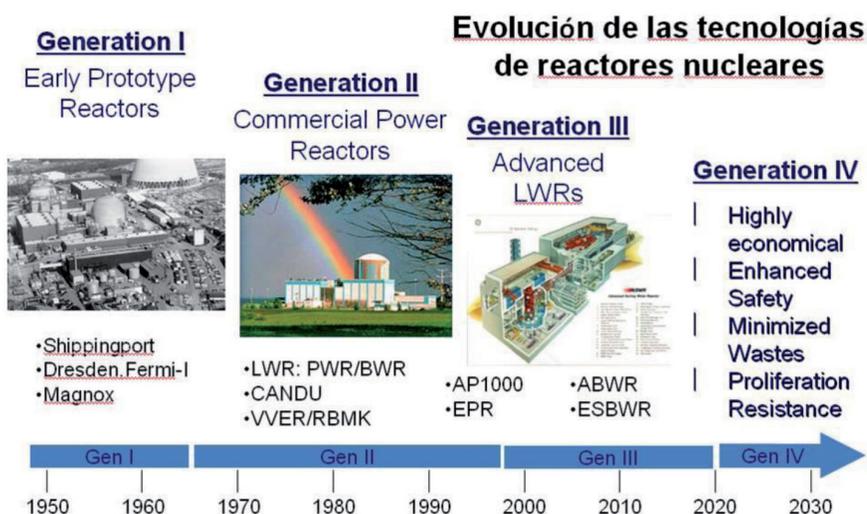


Fig. 2: Evolución de los desarrollos tecnológicos de las centrales nucleares

de la sostenibilidad, la economía, la seguridad, la fiabilidad, la no proliferación y la protección física. Estas centrales se encuentran en su mayoría en fase de diseño y su desarrollo plantea grandes desafíos, sobre todo en aspectos de materiales y combustibles.

En la actualidad, de los más de 430 reactores nucleares en funcionamiento en el mundo, más de un 80% (ver Tabla 1) corresponden a dos tipos de reactores nucleares de la Generación II que utilizan el agua ligera como moderador y como refrigerante. Constituyen el parque nuclear español y son los que se describen con cierto detalle en este artículo:

- Centrales de agua a presión, *pressurized water reactors* (PWR en sus siglas en inglés)
- Centrales de agua en ebullición, *boiling water reactors* (BWR en sus siglas en inglés)

5. EL REACTOR NUCLEAR DE AGUA A PRESIÓN PWR

Las centrales nucleares que utilizan reactores de agua a presión responden a la idea de no permitir la ebullición del refrigerante. En estos reactores, el agua de refrigeración se mantiene a alta presión, por encima de 150 atmósferas, de forma que se impide su ebullición en el núcleo del reactor. El agua del circuito primario actúa como refrigerante del núcleo. Este agua refrigerante entra a

una temperatura de aproximadamente 290°C a la vasija del reactor, fluyendo la mayor parte de la misma hacia la parte inferior entre la pared de la vasija y el barrilete del núcleo, para después atravesar el núcleo de abajo hacia arriba absorbiendo el calor generado por las reacciones de fisión y calentándose hasta aproximadamente 330°C, que es la temperatura a la que sale de la vasija; la presión en el circuito se mantiene mediante el presionador a aproximadamente 160 kg/cm², con objeto de que no se produzca ebullición en el circuito primario.

Este fluido refrigerante a temperatura de saturación abandona la vasija del reactor y se le hace circular por el interior de los tubos, en forma de U invertida, de un intercambiador de calor (generador de vapor), donde cede el calor acumulado al agua que circula por el lado secundario de los generadores de vapor produciendo el vapor que ha de ir a la turbina, donde tiene lugar la transformación de energía mecánica en energía eléctrica.

El vapor, una vez que ha cedido parte de su energía en la turbina, se condensa en otro intercambiador de calor (el condensador) y el condensado vuelve como agua de alimentación al generador de vapor formando un circuito secundario cerrado y totalmente separado del sistema de refrigeración del reactor. Se obtiene así un ciclo indirecto que utiliza vapor no contaminado. La parte de obtención de energía eléctrica a partir de la turbina es convencional.

A la salida de la turbina, el vapor pasa a los condensadores donde cede su calor de evaporación al agua de refrigeración exterior (torres de refrigeración, agua del río, agua del mar, embalses, etc.) constituyendo el sistema de agua de recirculación o circuito terciario. Este sistema de agua de recirculación se mantiene a una presión superior a la del sistema de condensación para evitar la salida al exterior de agua del sistema de condensación en caso de rotura de tubos del condensador.

Este tipo de reactores son de los denominados térmicos, por lo que los neutrones procedentes de la fisión han de ser moderados hasta energías en torno a 1 MeV para que puedan ser capturados por los núcleos de uranio enriquecido, debido a su sección eficaz de captura relativamente pequeña, y producir nuevas reacciones de fisión; en caso contrario (de no moderar los neutrones), las reacciones de fisión en cadena no podrían automantenerse.

5.1. LOS ELEMENTOS DE COMBUSTIBLE

El núcleo contiene el combustible en el que se produce la reacción de fisión. El combustible está formado por pastillas cilíndricas sinterizadas de dióxido de uranio ligeramente enriquecido, entre el 3% y el 5%, introducidas en varillas de aleaciones especiales, como por ejemplo el zircaloy. Estas varillas, denominadas vainas, contienen además un espacio sin combustible inicialmente lleno de helio, destinado a acumular productos de fisión gaseosos. Estas vainas se hallan agrupadas en unidades rígidas y estructuralmente independientes, de diferentes dimensiones según el tipo de combustible de que se trate (por ejemplo, en paquetes de 15x15 ó 17x17 vainas), que se denominan elementos combustibles. El conjunto de elementos combustibles forma el núcleo del reactor y su número depende de la potencia instalada del reactor. Algunas de las posiciones de determinados elementos combustibles están ocupadas por tubos de zircaloy vacíos que sirven de guía a las barras de control, o bien contienen materiales absorbentes de neutrones que se van consumiendo a lo largo del ciclo de operación del reactor. Típicamente, el número de elementos combustibles para una central nuclear de 1000 MWe de potencia instalada es de 157.

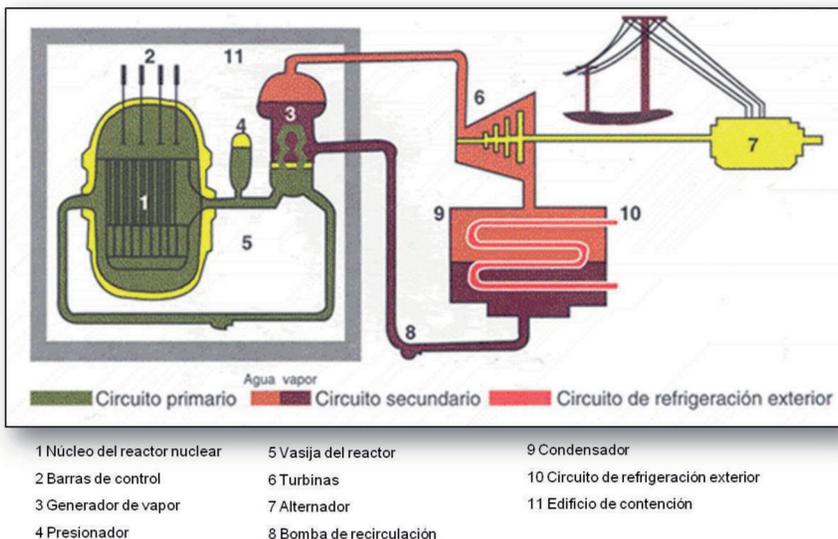


Fig. 3: Esquema general de un reactor PWR

5.2. LAS BARRAS DE CONTROL

Las barras de control constituyen el sistema de control de la reactividad. Cuando se introducen en el núcleo capturan neutrones de la reacción de fisión y causan un descenso de potencia y cuando se extraen del núcleo se produce un aumento de la reactividad. Se construyen con una aleación de plata-indio-cadmio y se envainan en tubos de acero inoxidable que se deslizan por los alojamientos de zircaloy existentes en los elementos combustibles. Todas las varillas absorbentes correspondientes a un único elemento combustible, típicamente 24, forman un conjunto solidario, movido por un único mecanismo, y recibe el nombre de barra de control. Se insertan por la parte superior del núcleo, a través de las penetraciones practicadas en la tapa de la vasija del reactor. Los mecanismos de accionamiento de las barras de control son normalmente de tipo magnético y mueven las barras paso a paso. En caso de pérdida de alimentación a los mecanismos, las barras se desenganchan y caen por gravedad, introduciéndose en el núcleo y parando instantáneamente la reacción en cadena. En las centrales de agua a presión, además de controlarse el reactor por el movimiento de las barras de control, se controla también por medio de un absorbente de neutrones soluble (ácido bórico), cuya concentración se ajusta durante la vida del núcleo para compensar los efectos de consumo de combustible y de la acumulación de productos de fisión.

5.3. EL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR

El sistema primario o sistema nuclear de suministro de vapor (*Nuclear Steam Supplier System*, NSSS en sus siglas en inglés) consta fundamentalmente de los siguientes elementos:

5.3.1. La vasija del reactor

La vasija es como la carcasa del núcleo y actúa además como barrera de presión y protección del refrigerante del reactor. Aloja en su interior los elementos combustibles que componen el núcleo, las estructuras soporte del mismo, los haces de barras de control, el blindaje térmico y otros componentes internos relacionados directamente con el núcleo. La vasija tiene un cuerpo cilíndrico rematado en ambos extremos

por casquetes semiesféricos, siendo el superior desmontable, al disponer de una brida con pernos que la une con el cuerpo cilíndrico de la misma, permitiendo así la retirada de los elementos combustibles gastados y la colocación de combustible nuevo durante las paradas de recarga de combustible. El sellado hermético entre esta tapa desmontable y el cuerpo de la vasija se consigue con dos juntas toroidales.

A través de la tapa de la vasija entran los mecanismos de accionamiento de las barras de control así como los termopares para medida de temperaturas en el núcleo. Por la zona inferior de la vasija penetra la instrumentación nuclear. Las penetraciones de entrada y salida del agua de refrigeración (toberas) están situadas en la parte cilíndrica. La vasija de un reactor de tres lazos de refrigeración dispone de tres toberas de entrada y de tres toberas de salida del refrigerante. Mide unos 13 metros de altura y unos 4 metros de diámetro.

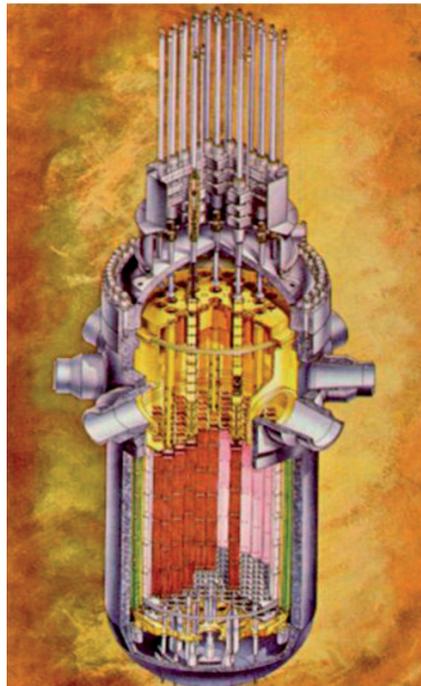


Fig. 4: Vasija de presión de un reactor PWR

La vasija está diseñada según los requisitos de la Sección III del Código ASME y en particular según la Subsección NB que aplica a componentes de clase nuclear 1. Este diseño incluye la consideración de cargas estáticas como el peso del refrigerante y el del combustible y cargas dinámicas debidas al flujo del refrigerante o a posibles

sismos, y cargas térmicas. Es de acero al carbono con un espesor de unos 25 cm y dispone de un recubrimiento interno de acero inoxidable austenítico, depositado por soldadura, al que se le denomina *cladding*, para evitar el efecto altamente corrosivo que el agua de refrigeración tendría sobre el acero al carbono. Las penetraciones tanto de las barras de control situadas en la parte superior como las de instrumentación, situadas en la parte inferior, suelen ser de una aleación de base níquel denominada Inconel.

5.3.2. Los lazos de refrigeración

La extracción de calor del núcleo se lleva a cabo con agua que circula por el denominado sistema de refrigeración del reactor, que consiste en varios circuitos similares de refrigeración, o lazos, conectados en paralelo con la vasija del reactor. Estos lazos son idénticos entre sí, salvo por las tuberías que los conectan a otros sistemas, que pueden variar de un lazo a otro. Por ejemplo, el presionador está conectado a uno de los lazos, pero no a los demás, y así sucede con otros sistemas conectados al primario. En general, cada lazo empieza en una tobera de salida de la vasija, va hasta el generador de vapor y vuelve de nuevo a la vasija. Cada lazo dispone de una bomba, denominada bomba principal, que es la encargada de hacer circular el refrigerante, y de un generador de vapor que es el componente en el que se cede el calor al agua que circula por el circuito secundario.

El sistema consta también de un presionador, las tuberías de conexión necesarias, las válvulas de alivio y seguridad del presionador y un tanque de alivio (al que descargan las válvulas anteriores en caso de que tengan que actuar). Las tuberías que constituyen estos lazos de refrigeración son generalmente de acero inoxidable, aunque en algunos diseños se construyen de acero al carbono con un recubrimiento interno de acero inoxidable para evitar la corrosión del acero al carbono.

5.3.3. Los generadores de vapor

El generador de vapor es un intercambiador de calor. Las centrales de agua a presión disponen de generadores de vapor del tipo de tubos en U invertida. En estos generadores, que producen vapor saturado, se pueden distinguir dos

zonas: la zona de intercambio de calor, con el haz tubular, y la zona de separación y secado del vapor. El agua del circuito primario que proviene de la vasija del reactor llega a la caja de aguas y recorre el interior del haz tubular, cediendo su calor al agua del sistema de alimentación que circula por el lado secundario del generador de vapor, convirtiéndola en vapor. Este vapor pasa primero a través de unos separadores de humedad y después a través de unos secadores situados en la parte superior del generador de vapor. Así se obtiene un vapor saturado y seco que se conduce a las turbinas.

El haz de tubos está soldado a una placa, denominada placa tubular, soportado, según asciende el haz tubular, por varias placas horizontales perforadas para el paso de los tubos y dispone asimismo de barras antivibratorias en su parte superior que evitan oscilaciones que deteriorarían los tubos.

El haz tubular consta de cerca de 5.000 tubos, fabricados de una aleación especial (inconel, incoloy, etc.) para evitar su corrosión por el agua del circuito primario. La placa tubular, de más de 50 cm de espesor, constituye, junto con el haz de tubos, la separación entre el primario y el secundario del generador de vapor. Es de acero forjado recubierto de una aleación de inconel. La cabeza semiesférica inferior, situada por debajo de la placa tubular, está dividida en dos mediante una placa de inconel, constituyendo las cámaras de entrada y salida del refrigerante.

Las dimensiones de un generador de vapor son unos 22 m de alto y entre 3 m y 5 m de diámetro en la parte inferior o la superior, respectivamente.

5.3.4. Las bombas principales

La función que cumplen estas bombas es la de establecer una circulación forzada del fluido refrigerante a través de la vasija

del reactor, con el fin de disipar el calor generado en el núcleo y transportarlo a los generadores de vapor. Estas bombas se encuentran ubicadas en la rama fría del circuito primario y recogen el refrigerante ya enfriado procedente de los generadores de vapor y lo introducen de nuevo en la vasija del reactor.

Cada lazo de refrigeración dispone de una bomba, que suele ser centrífuga de tipo vertical de una sola etapa, diseñada para bombear grandes caudales del refrigerante a presiones y temperaturas muy altas. Es conveniente destacar en este componente la importancia de que no existan fugas del fluido o de que éstas estén controladas, por lo que dispone de un sistema de sellado por medio de agua a alta presión que garantiza una fuga controlada y dirigida.

5.3.5. El presionador

El presionador es una vasija cilíndrica de acero al carbono con revestimiento de acero inoxidable austenítico situado verticalmente y con cabezas superior e inferior semiesféricas. Es el componente del sistema primario en el que se mantiene en equilibrio la fase líquida y la fase vapor en condiciones de saturación con el fin de controlar la presión. En condiciones normales de operación,

el volumen del presionador está ocupado por un 60% de agua y un 40% de vapor. El agua se encuentra unos 25°C por encima de la temperatura del agua de la vasija. En una central PWR hay un solo presionador.

La parte inferior del presionador está conectada a una de las ramas calientes del primario a través de una tubería que se denomina línea de compensación del presionador. El presionador dispone de calentadores eléctricos de inmersión en la parte inferior cuya función es mantener el agua a la temperatura de saturación correspondiente a la presión de operación y de unos rociadores en su parte superior, cuya entrada de agua proviene de la rama fría, que permiten reducir el exceso de presión en caso de producirse. Conjugando la acción de estos elementos, es decir, vaporizando agua mediante los calentadores o condensando vapor mediante los rociadores, se consigue mantener la presión constante. Si los rociadores no fueran capaces de amortiguar un aumento de presión, el presionador dispone de válvulas de alivio y de seguridad, que permiten la salida de vapor hacia el tanque de alivio del presionador. Las válvulas de alivio, que pueden ser actuadas también manualmente desde la sala de

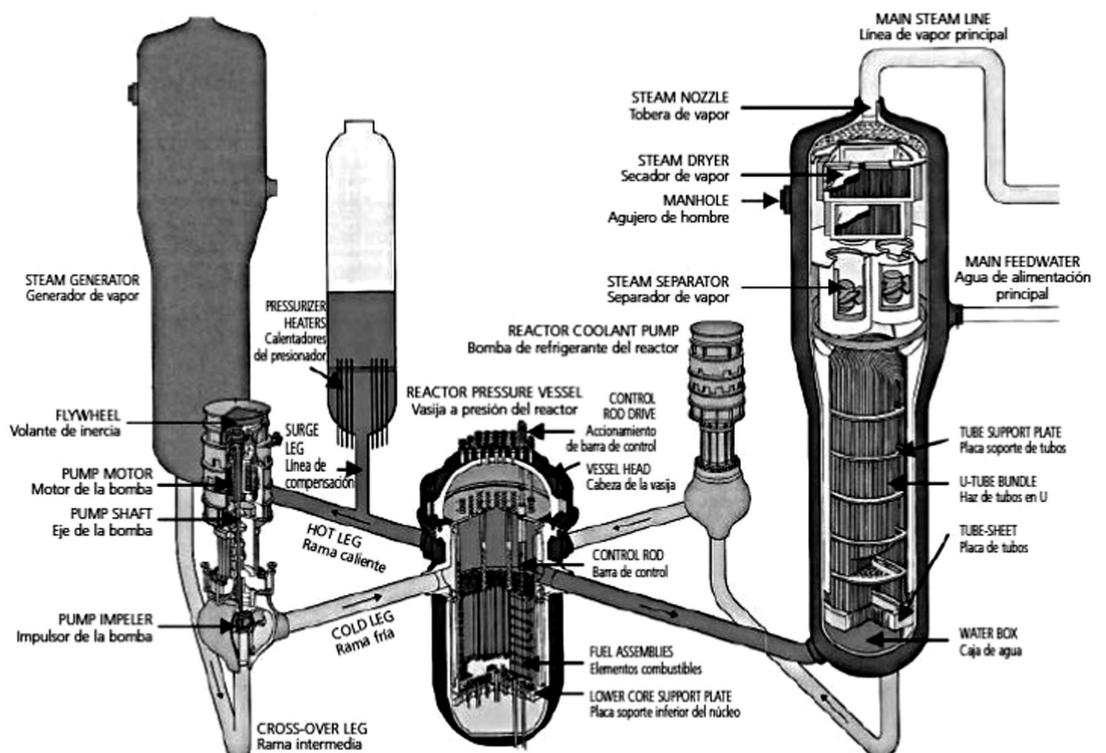


Fig. 5: Circuito primario de un reactor PWR

control, abren automáticamente cuando la presión del presionador aumenta por encima de un valor de consigna programado. Las válvulas de seguridad actúan a una presión superior a las de alivio y una vez que éstas han abierto totalmente. Durante la operación estable parte de los calentadores están conectados, y se mantiene un leve rociado de forma continua.

5.3.6. El sistema de vapor principal

Durante la operación de la central, los generadores de vapor son los encargados de la producción de vapor a partir de la energía térmica generada por el reactor y transportada hasta ellos por el sistema de refrigeración. La mayor parte de este vapor es conducido a la turbina principal, que convierte la energía térmica en energía mecánica de rotación que se convierte en energía eléctrica en el generador principal. La turbina principal consta de un cuerpo de alta presión y dos cuerpos de baja presión. El vapor principal, una vez expandido en la turbina de alta presión, se envía a los separadores de humedad recalentadores y de éstos a las turbinas de baja presión, recogiendo la descarga en el condensador principal. El condensado es impulsado de nuevo hacia el generador de vapor, una vez recalentado, como agua de alimentación. Esta es la función del sistema de vapor principal en cuanto a la producción de energía eléctrica.

Además, este sistema realiza funciones de seguridad, como pueden ser enviar el vapor producido por el NSSS al condensador, mediante el baipás de turbina, cuando sea necesario para compensar grandes reducciones de carga en la turbina principal y poder controlar el enfriamiento del primario al ir a parada fría; disipar el calor producido en el primario cuando no están disponibles ni la turbina ni el condensador; proporcionar control de la temperatura del agua del primario después de un disparo del reactor; servir como elemento separador entre los sistemas de fluido radiactivo y no radiactivo; y suministrar vapor a ciertos servicios de la central.

En cada línea de vapor principal se encuentran situadas una válvula de alivio, cinco válvulas de seguridad y una de aislamiento. Las válvulas de alivio son capaces de disipar el calor residual del reactor cuando la turbina o el condensador no están en servicio, las de

seguridad protegen a los generadores de vapor contra las sobrepresiones y las de aislamiento consiguen un cierre hermético aislando perfectamente la contención.

5.4. LA CONTENCIÓN

Las centrales nucleares están provistas de un recinto de contención que alberga el sistema de refrigeración del reactor y diversos sistemas auxiliares, suministrando cimentaciones y apoyos para dichos equipos. Sirve de blindaje en operación normal e impide las fugas de productos contaminantes al exterior. El recinto de contención tiene la responsabilidad funcional, junto con los otros sistemas de salvaguardias, de impedir la liberación, en último término, de productos de fisión a la atmósfera en caso de accidente.

El diseño más extendido de contención en reactores PWR es el denominado “contención de presión”. Está diseñada para contener la masa y energía provenientes de un accidente con pérdida de refrigerante con gran rotura de la línea principal de refrigeración. La contención consta de la losa de cimentación y sumidero del reactor, el cilindro vertical, la cúpula, el revestimiento metálico y las estructuras internas. La losa de cimentación y el sumidero del reactor son de hormigón armado, con un espesor de unos 6 metros. El cilindro vertical es de hormigón postensado con un espesor de entre 100 cm y 150 cm, así como la cúpula que tiene forma elipsoidal o semiesférica. El revestimiento metálico, denominado *liner* es de acero al carbono de unos 6 mm de espesor, y asegura la estanqueidad de la contención. Las estructuras internas incluyen, entre otras, la cavidad del reactor y pared de blindaje primario, la pared de blindaje secundario que envuelve los compartimentos de los generadores de vapor y presionador, la cavidad de recarga y la plataforma de operación. En el caso de que se produjese un accidente, la mayor parte del agua proveniente de la rotura o de las válvulas de alivio del presionador o de la descarga de los sistemas de salvaguardias, se recoge en el sumidero de la contención. El vapor liberado a la contención puede condensar en las estructuras internas o por la actuación del sistema de rociado, recogiendo en el sumidero de la contención.

La contención constituye la última

barrera de los productos de fisión frente a las personas y el medio ambiente en caso de accidente.

5.5. OTROS SISTEMAS

Además de los sistemas descritos en los apartados anteriores, una central nuclear consta de otros muchos sistemas necesarios para su funcionamiento. Pueden destacarse sistemas auxiliares como el sistema de control químico y volumétrico, el sistema de aportación de ácido bórico y el sistema de extracción del calor residual. También el sistema de instrumentación nuclear, el sistema de protección del reactor, el sistema de agua de refrigeración de componentes, el sistema de agua de servicios esenciales, el sistema de salvaguardias tecnológicas, el sistema de agua de alimentación, el sistema de agua de alimentación auxiliar y el sistema de tratamiento de residuos radiactivos.

Una central nuclear cuenta además con los sistemas eléctricos necesarios para el funcionamiento de los sistemas que mueven fluidos, tanto en operación normal como en caso de accidente, y con los sistemas de instrumentación y control necesarios para conocer los parámetros de funcionamiento de los sistemas de la central y poder tomar acciones por parte de los operadores en función de los mismos, tanto en la condición de operación normal como en la de parada, y en la hipótesis de situación accidental.

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/15ufRcV>
- Generation IV International Forum <http://www.gen-4.org/>
- INPRO-OIEA <http://www.iaea.org/INPRO/>