

Primer ejercicio. Apartado B. Física y tecnología nucleares

TEMA 11

CENTRALES NUCLEARES DE AGUA LIGERA TIPO PWR. CARACTERÍSTICAS, ANÁLISIS DE LAS MISMAS.

I N D I C E

- 1.- INTRODUCCIÓN
- 2.- EL NÚCLEO DE COMBUSTIBLE
 - 2.1.- Las barras de control
- 3.- SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR
 - 3.1.- La vasija del reactor y componentes internos
 - 3.2.- Lazos de refrigeración
 - 3.2.1.- El generador de vapor
 - 3.2.2.- Bombas del refrigerante del reactor
 - 3.2.3.- Tuberías
 - 3.3.- El presionador
- 4.- SISTEMAS AUXILIARES
 - 4.1.- Sistema de control químico y volumétrico
 - 4.2.- Sistema de aportación de ácido bórico
 - 4.3.- Sistema de extracción del calor residual
- 5.- SISTEMA DE INSTRUMENTACIÓN NUCLEAR
- 6.- SISTEMA DE PROTECCIÓN DEL REACTOR
- 7.- SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE COMPONENTES Y SISTEMA DE AGUA DE SERVICIOS
- 8.- SISTEMAS DE SALVAGUARDIAS TECNOLÓGICAS
- 9.- SISTEMA DE VAPOR PRINCIPAL
- 10.- LA CONTENCIÓN
 - 10.1 Salvaguardias de la contención
- 11.- OTROS SISTEMAS

1.- INTRODUCCIÓN

En la actualidad existen a nivel industrial dos tipos de reactores nucleares que utilizan el agua ligera¹ como moderador y como refrigerante:

- Centrales nucleares de agua en ebullición, **BWR (Boiling Water Reactor)**.
- Centrales nucleares de agua a presión, **PWR (Pressure Water Reactor)**.

Las diferencias básicas entre estos dos tipos de reactores se centran en la forma de llevar a cabo la extracción de energía del combustible. En este tema nos centraremos en describir los aspectos más relevantes de las centrales con reactores de agua a presión (PWR).

Los reactores de agua a presión refrigerados por agua ligera son los más utilizados en el mundo. En España existen 7 unidades de este tipo: Central Nuclear José Cabrera en Guadalajara (parada definitivamente en abril de 2006); Central Nuclear de Almaraz (2 unidades) en Cáceres; Central Nuclear de Ascó (2 unidades) en Tarragona ; Central Nuclear de Trillo en Guadalajara y Central Nuclear de Vandellós 2 en Tarragona, frente a dos reactores de agua en ebullición, Central Nuclear de Garoña en Burgos y Central Nuclear de Cofrentes en Valencia.

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 haya ebullición en el 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 estos 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, es condensado 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 de turbina indirecto que utiliza vapor no contaminado. La parte de obtención de energía eléctrica a partir de la turbina es convencional.

¹ Por agua ligera se entiende la que contiene el isótopo ${}^1\text{H}$ del Hidrógeno en su composición, es decir, el agua normal, mientras que el agua pesada contiene el isótopo Deuterio (${}^2\text{H}$) en su composición.

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 que es un verdadero 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 del entorno de 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. El combustible es dióxido de uranio (UO_2) cerámico ligeramente enriquecido al 3-4%.

El control de los reactores PWR, es decir, la potencia que se quiere que produzca, que está directamente relacionada con el número de reacciones de fisión que tienen lugar y por lo tanto con el número de neutrones disponibles para que puedan producir la reacción en cadena, se realiza con el uso de barras de control, que normalmente entran en el núcleo por su parte superior, y por el sistema de control químico, que se encarga de variar la concentración de un absorbente neutrónico, normalmente ácido bórico, disuelto en el refrigerante. Mediante estos dos procesos se controla el inventario de neutrones disponibles para realizar las reacciones de fisión.

A continuación se realiza una descripción somera de los componentes y sistemas más importantes de una central nuclear que incorpora un reactor de agua ligera a presión.

2.- EL NÚCLEO DE COMBUSTIBLE

El núcleo es el elemento que 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 4%) introducidas en varillas de material adecuado, como por ejemplo el zircaloy. Estas varillas, denominadas vainas, contienen además un espacio sin combustible e 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 de 17x17), que se denominan elementos combustibles. El conjunto de elementos combustibles forman el núcleo del reactor y su número depende de la potencia 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 con el funcionamiento del reactor.

El elemento de combustible consta de ciertos elementos estructurales: el cabezal superior que permite el manejo, las rejillas que se encuentran colocadas a lo largo del elemento y que sirven además para redistribuir el flujo de agua y el acoplamiento inferior.

2.1.- Las barras de control

Las barras de control constituyen el sistema de control de la reactividad a corto plazo. 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 agrupan en 2 bancos de parada y 4 bancos 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 rápidamente la reacción en cadena. Las barras de seguridad o parada tienen dos únicas posiciones: siempre están extraídas y sólo actúan para asegurar la parada del reactor. Caen por gravedad.

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.

3.- SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR

El sistema primario o sistema nuclear de suministro de vapor, conocido como NSSS (Nuclear Steam Supplier System) consta fundamentalmente de los siguientes elementos:

- Vasija del reactor con sus componentes internos
- El o los bucles de refrigeración
- Un presionador

que se describen a continuación. También se describe el núcleo del reactor, que contiene el combustible productor de la energía térmica, y las barras de control que controlan la reacción de fisión en cadena que se desarrolla en el núcleo.

3.1.- La Vasija del reactor y componentes internos

La vasija viene a ser 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 núcleo, los haces de barras de control, el blindaje térmico y otros elementos 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 bucles de refrigeración dispone de tres toberas de entrada de refrigerante y de tres toberas de salida de ese refrigerante y mide unos 13 metros de altura y un diámetro de unos 4 metros.

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 20 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 base níquel denominada Inconel.

Elementos internos de la vasija:

Los componentes de las estructuras internas del reactor, en un modelo Westinghouse, se dividen en tres partes:

- 1) la estructura soporte inferior del núcleo
- 2) la estructura soporte superior del núcleo
- 3) la estructura soporte de la instrumentación interna

Estructura soporte inferior del núcleo

Está compuesta por varios elementos: el barrilete del núcleo, el deflector del núcleo, la placa inferior del núcleo, las columnas soporte, la barrera térmica, la placa difusora y el soporte inferior, soldado al barrilete del núcleo. Todos estos componentes están apoyados por su brida superior a un resalte de la brida de la vasija del reactor.

- **Barrilete del núcleo:** Delimita las zonas de circulación del agua en el interior de la vasija. Tiene perforaciones en su parte superior conectadas a las toberas de salida del refrigerante. Por su exterior, entre él y la pared de la vasija, circula el agua proveniente de las ramas frías del sistema de refrigeración para entrar al núcleo por su parte inferior. Soporta en su interior al deflector del núcleo y sus conjuntos soporte.
- **Deflectores:** se colocan entre el barrilete y el núcleo. Sirven para adaptar la estructura ajedrezada del núcleo a la forma cilíndrica de la vasija.
- **Blindajes neutrónicos y soportes de probetas:** están situados en el exterior del barrilete. Los primeros sirven para proteger a la vasija de la irradiación neutrónica y los segundos para acoger las probetas que se han de ir extrayendo periódicamente para su ensayo al objeto de poder determinar el efecto de la irradiación sobre las propiedades mecánicas de los materiales de la vasija.
- **Conjunto de estructuras soporte inferiores:** está compuesto por la placa inferior del núcleo, la placa difusora y la placa soporte inferior del núcleo. Sobre la placa inferior del núcleo descansan los elementos de combustible. Está perforada para permitir el paso de refrigerante. La placa difusora, colocada bajo la placa inferior, sirve para obtener la correcta difusión del refrigerante en el interior del núcleo. Estas dos placas descansan sobre la pieza soporte inferior, igualmente perforada, a la que se unen mediante columnas de apoyo.

Estructura soporte superior del núcleo

También llamados internos superiores, que son extraídos durante la recarga. Sirven para soportar los esfuerzos ascensoriales del núcleo, así como los haces de barras de control y los termopares. Consta de un conjunto soporte superior y la placa superior del núcleo, ambos unidos por las columnas soporte y los tubos guía de barras de control y termopares.

Estructura soporte de la instrumentación interna

Consisten en un sistema superior para llevar y soportar los termopares que entran en el núcleo a través de la cabeza o tapa de la vasija y un sistema inferior para llevar y soportar los tubos de instrumentación nuclear que entran por la parte inferior de la vasija.

3.2.- 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. Los modelos más empleados son las centrales de tres lazos, existiendo una única central en el mundo que tiene un solo lazo de refrigeración, que era la central nuclear española de José Cabrera (Guadalajara). 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 lazos, 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 que es la encargada de hacer circular el refrigerante, denominada bomba principal, 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 lleva también 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 de acero inoxidable generalmente, 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. Están también diseñadas de acuerdo a la Subsección NB de la Sección III del Código ASME, al ser de clase nuclear 1.

3.2.1.- El Generador de Vapor

El generador de vapor es un intercambiador de calor. Las centrales españolas disponen todas ellas 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 todo 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 es conducido a las turbinas.

Por tanto, las funciones que cumplen los generadores de vapor son:

- Producir vapor saturado con un contenido en humedad inferior a 0,25%.
- Constituir el foco frío del sistema primario
- Establecer la barrera de separación entre el primario y el secundario.

El haz de tubos está soldado a una placa denominada placa tubular y está además soportado, según asciende el haz tubular, por varias placas horizontales perforadas para el paso de los tubos, denominadas placas soporte, 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 para un generador standard, 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 denominada placa de partición, constituyendo las cámaras de entrada y salida del refrigerante que se denominan cajas de aguas.

En una central de tres lazos modelo Westinghouse cada generador de vapor mide unos 22 m de alto y entre 3 y 5 m de diámetro según sea la parte inferior o la superior, respectivamente.

3.2.2.- Bombas del refrigerante del reactor

También se las conoce por 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, diseñadas para bombear grandes caudales del refrigerante a presiones y temperaturas muy altas.

Las bombas del primario constan de los elementos comunes a estos componentes, que no son objeto de este tema; sin embargo sí es conveniente destacar en este componente la importancia de que no existan fugas del fluido, en este caso refrigerante primario, 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.

3.2.3.- Tuberías

Las tuberías que constituyen estos lazos de refrigeración son de acero inoxidable generalmente, 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. Están diseñadas de acuerdo a la Subsección NB de la Sección III del Código ASME, al ser de clase nuclear 1. Se eligen del menor tamaño posible

dentro de los requisitos de diseño, para lo cual se utilizan altas velocidades del agua, con un límite de 15 m/s para evitar la erosión acelerada. Todas las juntas y conexiones van soldadas, con excepción de las válvulas de seguridad del presionador que van embreadas. Aquellos puntos en los que pueden ocurrir grandes esfuerzos térmicos como consecuencia de cambios rápidos de la temperatura del fluido durante transitorios llevan manguitos térmicos. Prácticamente todas las tuberías van recubiertas de aislamiento térmico para reducir las pérdidas caloríficas.

3.3.- El Presionador

En una central PWR hay un solo 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 hemisféricas. Constituye el punto 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. El presionador realiza las siguientes funciones dentro del sistema de refrigeración del reactor:

- Permite alcanzar la presión de operación durante el arranque, típicamente (157 Kg/cm²).
- Permite mantener la presión constante durante la operación estable a potencia.
- Limita a valores aceptables los cambios de presión durante las expansiones o contracciones del refrigerante motivadas por los cambios de carga.
- Impide que la presión del refrigerante del reactor exceda la de diseño en caso de transitorios anormales e incidentes.

La parte inferior del presionador está conectada a la rama caliente de uno de los lazos de refrigeración 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 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 en continuo.

4.- SISTEMAS AUXILIARES

Son sistemas necesarios para el buen funcionamiento de la central aunque no intervengan directamente en el proceso de transformación de energía. Los más importantes son:

- **Sistema de control químico y volumétrico**
- **Sistema de aportación de ácido bórico**
- **Sistema de extracción del calor residual**

4.1.- Sistema de control químico y volumétrico (CVCS) y sistema de aportación de ácido bórico

El Sistema de Control Químico y Volumétrico (CVCS, Chemical and Volumetric Control System) es uno de los sistemas auxiliares del primario que permite una operación del mismo correcta y segura. Cumple funciones de apoyo en operación normal y funciones de emergencia en caso de accidente, constituyendo parte del sistema de refrigeración de emergencia.

En operación normal este sistema es responsable de:

- Mantener el inventario de agua en el sistema de refrigeración del reactor.
- Mantener el agua del sistema de refrigeración del reactor con unas adecuadas características químicas y radioquímicas, controlando la composición química del agua (pH y oxígeno) y el nivel de actividad reduciendo la concentración de productos de fisión y de corrosión.
- Suministrar agua para el sistema de sellos a las bombas de refrigeración.
- Ajustar la concentración del veneno neutrónico (ácido bórico) cuando sea necesario para mantener el balance de reactividad y la distribución de flujo neutrónico adecuada.

Esta última función la realiza auxiliado por el Sistema de Aportación de Ácido Bórico, que es el encargado de preparar, almacenar y trasvasar las soluciones de ácido bórico hasta el CVCS para que éste las introduzca en el primario.

Es además responsable de:

- Llenar y presionar el sistema primario y vaciarlo cuando sea necesario, así como de efectuar la prueba hidrostática del primario.
- Suministrar la inyección de seguridad de alta presión, formando parte del Sistema de Refrigeración de Emergencia, constituyendo una Salvaguardia Tecnológica.

- Para realizar todas estas funciones el sistema sólo moviliza el 1% del caudal total de refrigerante.

El CVCS conecta además con otros sistemas como el sistema de extracción de calor residual (RHRS, Residual Heat Removal System), el de aportación de ácido bórico, el de tratamiento de residuos, el sistema de refrigeración de componentes.

4.2.- Sistema de aportación de ácido bórico

Tiene por misión procesar y reciclar agua borada y reducir el contenido de los efluentes químicos y productos radiactivos.

El sistema de aportación de ácido bórico tiene funciones de apoyo al CVCS, como son:

- Entregar al CVCS disoluciones de ácido bórico adecuadas para variar la concentración de boro del primario o para el llenado del mismo.
- Garantizar la succión de las bombas de carga del CVCS en operación normal.

Además realiza otras funciones como son:

- Posibilidad de suministrar al depósito de recarga una disolución de ácido bórico de 2.000 ppm.
- Posibilidad de suministrar agua borada al 12% en peso al depósito de inyección de boro.

Para realizar estas funciones el sistema dispone de los depósitos, bombas, tuberías y válvulas correspondientes.

4.3.- Sistema de extracción del calor residual, RHRS

El RHRS (Residual Heat Removal System) consiste en dos trenes iguales y paralelos que aspiran normalmente agua de la rama caliente del sistema de refrigeración del reactor y la descargan en las ramas frías. Consta de dos intercambiadores de calor en paralelo y dos bombas centrifugas. El RHRS es un sistema de baja presión. Entra en funcionamiento cuando la temperatura del agua es de unos 177 °C y la presión de unos 28 kg/cm².

El sistema de evacuación del calor residual se emplea para evacuar el calor que se desprende del combustible tras la parada del reactor. A pesar de haber detenido la reacción en cadena, los productos de fisión radiactivos continúan desintegrándose y esto constituye una fuente de calor que hay que evacuar para evitar que el núcleo pueda llegar a fundirse.

Existe una conexión entre el RHRS y el sistema de control químico y volumétrico CVCS que permite purificar el agua durante la recarga.

Las funciones del RHR son:

- evacuar el calor residual que se está generando en el núcleo durante la parada del reactor.
- reducir la temperatura del sistema de refrigeración del reactor durante la segunda fase de enfriamiento (la primera fase de enfriamiento se hace a través de los generadores de vapor).
- como función secundaria, este sistema se emplea para llenar y vaciar la cavidad del reactor con agua procedente del tanque de recarga, durante la operación de recarga del combustible.

El RHR sirve además como sistema de refrigeración de emergencia constituyendo la inyección de seguridad a baja presión en situaciones de emergencia (roturas de tuberías), considerándose una Salvaguardia Tecnológica.

5.- SISTEMA DE INSTRUMENTACIÓN NUCLEAR

Para obtener información durante toda la operación de la unidad del nivel de potencia o flujo nuclear, así como su distribución y temperatura de salida del núcleo, se dispone de dos sistemas independientes de instrumentación nuclear, una externa y otra interna.

El sistema de instrumentación nuclear externa consta de 12 detectores neutrónicos, 2 de ellos para el rango de fuente, 2 para el rango intermedio y 8 para el rango de potencia. Sus funciones son:

- Medir y vigilar de un modo continuo, en todo el rango de operación de la central, el nivel de potencia (flujo neutrónico) del reactor.
- Generar las señales adecuadas de alarma y disparo para protección del reactor
- Generar señales de control para determinados parámetros de la central.
- Proporcionar señales audibles y visuales tanto del nivel de potencia como de la velocidad de arranque.

Existen canales redundantes que se alimentan de fuentes independientes de potencia.

El sistema de instrumentación nuclear interna está compuesto de termopares fijos, para medir la temperatura del refrigerante en puntos seleccionados a la salida del núcleo, y de detectores móviles, cámaras de fisión, que mediante unos tubos guías se introducen a lo largo de los elementos combustibles, para medir la distribución de flujo neutrónico.

6.- SISTEMA DE PROTECCIÓN DEL REACTOR

El sistema de protección del reactor se encarga de llevar el reactor a una situación segura si se detecta una variación anormal de los parámetros de la planta, con objeto de evitar daños al combustible y a las vainas de combustible

e impedir la pérdida de integridad del sistema de refrigeración del reactor. Este sistema está íntimamente ligado al sistema de instrumentación, que permite conocer la situación de la planta en todo momento, y al sistema de control, cuya función principal es el control de la reactividad mediante las barras de control y los venenos neutrónicos líquidos.

El sistema de protección del reactor recibe, en continuo, señales neutrónicas y señales de proceso convencionales procedentes de los sistemas de instrumentación nuclear y de proceso de la planta, evalúa dichas señales, y en función de dicha evaluación proporciona señales de disparo del reactor y eventualmente señales de actuación de las salvaguardias tecnológicas.

El sistema de disparo del reactor dispara la turbina siempre que ocurra un disparo en el reactor. Esto impide el aumento de reactividad resultante del excesivo enfriamiento, evitando así la activación innecesaria de las salvaguardias tecnológicas.

En el caso de reactores PWR el sistema de protección está formado por dos trenes independientes y redundantes, siendo cualquiera de ellos capaz de disparar el reactor o provocar la actuación de las salvaguardias tecnológicas. El disparo del reactor se realiza interrumpiendo la alimentación eléctrica del sistema de accionamiento de las barras de control, provocando con ello la caída de éstas en el núcleo por gravedad.

Las señales de disparo del sistema de protección PWR son: señal de disparo manual, señales debidas al flujo neutrónico, señales procedentes del presionador (alta o baja presión y alto nivel), señales del generador de vapor (bajo caudal y bajo nivel de agua), señales del grupo turbina-generador y señal de inyección de seguridad (ya que la activación de la inyección de seguridad inicia simultáneamente el disparo de la planta).

7.- SISTEMA DE AGUA DE REFRIGERACIÓN DE COMPONENTES Y SISTEMA DE AGUA DE SERVICIOS

Estos dos sistemas tienen un objetivo común, que es el de disipar el calor de aquellos componentes que procesan fluidos radiactivos o que son esenciales para la parada de la central. Ambos sistemas constituyen un circuito de refrigeración de doble lazo en el que el sistema de refrigeración de componentes es el circuito intermedio entre el foco caliente (los componentes nucleares) y el foco frío (río, embalse, mar). El sistema de refrigeración de componentes disipa y transporta el calor generado en los componentes que procesan fluidos radiactivos o que son esenciales para la parada del reactor hasta el sistema de agua de servicios que es el sumidero final de calor (foco frío).

El sistema de refrigeración de componentes dispone de dos cambiadores de calor que transfieren el calor al agua de servicios (agua de río, embalse, mar) y de las bombas que impulsan el agua por el circuito (generalmente tres

bombas). Normalmente funciona una sola bomba salvo en caso de parada, inyección de seguridad o fase de recirculación en la que funcionan dos estando la tercera de reserva.

El sistema de agua de servicios toma agua del foco frío (río, embalse o mar) mediante las bombas necesarias para llevarla hasta los intercambiadores de calor del sistema de refrigeración de componentes, siendo descargada posteriormente el río, embalse o mar a través del canal de descarga de la central. Este agua pasa por el lado tubos de los intercambiadores de calor del sistema de refrigeración de componentes.

8.- SISTEMAS DE SALVAGUARDIAS TECNOLOGICAS

Estos sistemas tienen como misión mitigar y controlar las consecuencias de un escape de energía y radiactividad al producirse un accidente grave, generalmente por un accidente con pérdida de refrigerante, denominado LOCA (Loss of Coolant Accident).

Estos sistemas se engloban en el denominado Sistema de Inyección de Seguridad o de Refrigeración de Emergencia (ECCS, Emergency Core Cooling System), cuyas misiones son inyectar agua borada en el reactor para evitar la elevación de la temperatura de las vainas del combustible en el caso improbable de pérdida grande de inventario de refrigerante, LOCA.

Este sistema consta de dos o tres trenes idénticos según el nivel de potencia del núcleo. Esta redundancia asegura una completa fiabilidad en la operación y un continuo enfriamiento del núcleo.

Las variables que generan la señal de inyección son:

- Baja presión en el presionador
- Alta presión en la contención
- Enfriamiento excesivo del refrigerante en ciertas condiciones.

El sistema de refrigeración de emergencia consta de tres fases de operación o subsistemas: el sistema de alta presión, el sistema de inyección pasiva por acumuladores y el sistema de baja presión.

- Subsistema de inyección a alta presión. Inyecta agua a presión, tomada del tanque de agua de recarga, en las ramas frías del sistema de refrigeración del reactor en el caso de roturas pequeñas que darían lugar a una pérdida pequeña de agua de refrigeración y a una despresurización lenta. Este agua lleva ácido bórico disuelto para evitar que el reactor se haga crítico por entrada de agua fría. También actúa en caso de rotura en doble guillotina de una línea de vapor principal, con el fin de asegurar que el reactor mantiene su condición de parada subcrítica. Esta inyección de seguridad a alta presión la realizan las bombas del Sistema de Control Químico y Volumétrico (CVCS) que, en situación de emergencia, toman agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga y la inyectan a las tres

ramas frías del sistema de refrigeración del reactor tras pasar a través del tanque de inyección de boro (que mantiene una concentración de ácido bórico al 12% en peso). Después de un cierto tiempo el sistema opera en modo recirculación a través de las ramas calientes del Sistema de Refrigeración del Reactor (RCS) para evitar la posible ebullición del agua en el núcleo, lo que traería consigo el depósito de cristales de boro sobre las vainas de combustible.

- Subsistema de inyección por acumulador. Si el sistema de inyección a alta presión no es capaz de evitar la despresurización del reactor, o bien la rotura en el Sistema de Refrigeración del Reactor, RCS, es tan grande que el sistema se despresuriza rápidamente sin que llegue a entrar la inyección a alta presión, actúan en este caso los acumuladores. Es un subsistema pasivo que consta de unos tanques (acumuladores) que contienen agua borada mantenida a una presión media mediante nitrógeno, típicamente 45 kg/cm². Entra en funcionamiento cuando la presión en el RCS cae por debajo de la presión a la que están sometidos estos tanques, abriéndose en ese momento las válvulas que lo aíslan y descargando su contenido en el sistema de refrigeración del reactor. A cada rama fría del sistema de refrigeración del reactor, RCS, se conecta un tanque acumulador de modo que cuando la presión del sistema desciende por debajo del valor al que se encuentra el agua en los mismos (aprox. 45 kg/cm²), el agua se descarga automáticamente en las ramas frías del RCS. Los acumuladores proporcionan un enfriamiento rápido del núcleo del reactor durante grandes roturas, para evitar el sobrecalentamiento del mismo durante el período de tiempo que transcurre hasta la entrada en funcionamiento de las bombas de seguridad de baja presión.
- Subsistema de inyección a baja presión. Inyecta agua borada en las ramas frías del Sistema de Refrigeración del Reactor, RCS, en caso de roturas grandes las cuales producirían una gran pérdida de refrigerante y una despresurización rápida del sistema. Inicialmente toma agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga, si hay disponible, y posteriormente la toma del sumidero de la contención donde se ha descargado el refrigerante original que escapó a través de la rotura y que se hizo condensar posteriormente con las salvaguardias de la contención, por lo que se garantiza la refrigeración a largo plazo del núcleo. También se habrá acumulado allí el agua descargada por los acumuladores y por el sistema de refrigeración a alta presión. Este agua se pasa a través de intercambiadores de calor antes de devolverla a los lazos del sistema de refrigeración. Comienza a funcionar cuando la presión desciende por debajo de 28 kg/cm². Este sistema emplea las bombas de baja presión y los intercambiadores de calor del Sistema de Evacuación del Calor Residual (RHRS), que se emplean normalmente para mantener refrigerado el núcleo en situaciones de parada y recarga de la planta.

También se puede considerar como salvaguardia tecnológica en centrales PWR el sistema de agua de alimentación auxiliar, cuya misión es suministrar agua a los

generadores de vapor en caso de que se produzca algún accidente operativo que precise del secundario como sumidero de calor y no se tenga disponibilidad del agua de alimentación principal.

9.- 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, la cual convierte la energía térmica en energía mecánica de rotación que es convertida 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 sería 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.
- Suministrar vapor a ciertos servicios de la central: turbobomba de agua de alimentación principal y auxiliar, etc.

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. Las de aislamiento consiguen un cierre hermético aislando perfectamente la contención.

10.- LA CONTENCIÓN

Las centrales nucleares de diseño occidental están provistas de una contención que alberga al 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 de productos de fisión a la atmósfera en caso de accidente, constituyendo la cuarta y última barrera.

Existen básicamente tres diseños de contención en reactores PWR, siendo el más extendido el denominado contención de presión. Está diseñada para contener la masa y energía provenientes de un LOCA con gran rotura. 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 reforzado, con un espesor de unos 6 m. El cilindro vertical es de hormigón postensado, así como la cúpula que tiene forma elipsoidal o hemiesférica. El revestimiento metálico, denominado *liner* es de acero al carbono de unos 6 mm de espesor, y asegura la estanqueidad de la contención. Finalmente 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.

Durante 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 bien en las estructuras internas, bien por la actuación del sistema de rociado y cae entonces al sumidero de la contención.

La contención subatmosférica es un diseño de contención de presión muy similar a la contención de presión. La principal diferencia radica en que en la contención subatmosférica se mantiene una presión negativa respecto del exterior. Esta presión negativa implica que las posibles fugas son hacia el interior de la contención. Además, esta presión negativa ofrece un pequeño margen de presión adicional sobre la presión de diseño de la misma. El mantener una presión negativa también implica que cualquier fuga significativa se detecte con facilidad.

Los reactores Konvoi alemanes, como el de la central nuclear de Trillo, incluyen algunas características diferentes con respecto a otros suministradores de PWR. Aunque se trata de recintos secos a presión, la contención consta de dos cubiertas (contención doble), la interior hermética de acero y forma esférica, y la exterior de hormigón con forma cilíndrica y cúpula superior. Como características particulares destacan: la ausencia de sistema de aspersión, ya que la condensación del vapor se consigue con un mayor aporte del refrigerante de emergencia; la piscina de almacenamiento del combustible irradiado se encuentra dentro de la contención para mayor protección de este frente a sucesos externos; y se diseña muy compartimentalizada.

La contención está provista también de unos sistemas para su salvaguarda al constituir la última barrera de los productos de fisión con el medio ambiente en caso de accidente.

10.1.- Salvaguardias de la contención

El sistema de salvaguardias de la contención en un PWR consta de un sistema de extracción de calor y de un sistema de purificación de la atmósfera de la contención. El sistema de extracción de calor de la contención consta de dos subsistemas: el sistema de aspersión de la contención y el sistema de refrigeración por ventiladores.

El **sistema de aspersión** o rociado de la contención provoca el rociado de la contención con agua y otros productos químicos (NaOH). Este sistema cumple con tres funciones básicas: reducir la presión del recinto de contención manteniéndola por debajo de 4 kg/cm^2 , contribuir a la eliminación de productos de fisión (especialmente compuestos de yodo), y permitir el ajuste a largo plazo del pH del sumidero de la contención. El sistema consta de dos o tres trenes idénticos. Cada uno succiona mediante una bomba agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga y descarga agua borada mezclada con sosa a temperatura ambiente a través de los rociadores a la contención. Cuando el tanque de agua de recarga se encuentra prácticamente vacío las bombas de rociado succionan el agua del sumidero de la contención (modo de recirculación).

El **sistema de refrigeración por ventiladores** se compone de tres a seis unidades que operan en paralelo. Cada unidad consta de un ventilador accionado por un motor, un serpentín de refrigeración para enfriar el aire recogido, unos deflectores de control del caudal y unos filtros con separadores de humedad.

El **sistema de purificación de la atmósfera** de la contención consta de un sistema de control de la concentración de hidrógeno, formado por dos **recombinadores** eléctricos de hidrógeno, que mantienen la concentración de hidrógeno en la contención por debajo del 4%, para evitar explosiones. El sistema de refrigeración puede estar dotado de potentes filtros capaces de retener en cierta medida productos de fisión liberados a la atmósfera de la contención.

11.- OTROS SISTEMAS

Además de los sistemas descritos en los apartados anteriores, una central nuclear consta de otros sistemas necesarios para su buen funcionamiento. Dentro de los sistemas que transportan fluidos y que no se han descrito en detalle, se encuentran el Sistema de Agua de Alimentación, el sistema de Agua de Alimentación Auxiliar y el Sistema de Tratamiento de Residuos Radiactivos. El Sistema de Agua de Alimentación es el encargado de transportar y

precalentar el agua desde los condensadores hasta los generadores de vapor, para que se repita el ciclo de generación de vapor.

Una central nuclear cuenta además con los Sistemas Eléctricos necesarios para el funcionamiento de los sistemas que mueven fluidos en operación normal y con el Sistema Eléctrico Auxiliar que incluye los generadores diesel de emergencia y las baterías, para los casos de emergencia; cuenta igualmente 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.