

Ejercicio tercero: Seguridad Nuclear

Tema 3.A.8

El sistema de refrigeración del reactor en centrales de agua ligera

Resumen ejecutivo

Indice

Introducción

Criterios de diseño

Descripción general

Operación

Especificaciones Técnicas

Bibliografía

Temas relacionados

Resumen ejecutivo

Las reacciones nucleares que se producen en el combustible nuclear liberan una gran cantidad de calor que hay que extraer para convertirlo en energía eléctrica y para evitar que se dañe el combustible. Para ello se necesita un refrigerante adecuado, que atraviese el núcleo del reactor y el calor adquirido lo ceda en otra parte para volver de nuevo a refrigerar el núcleo.

El Sistema de Refrigeración del Reactor (SRR) es el encargado de esta función. En centrales de agua ligera, casi todas del mundo, el refrigerante es agua normal. Se denominan de agua ligera para distinguirlas de las de agua pesada, es decir agua en la que los átomos de hidrógeno son de su isótopo deuterio; el agua pesada se utiliza en los reactores tipo CANDU desarrollados en Canadá. El agua pesada modera mucho mejor que la ligera, hasta el punto de que un reactor moderado con agua pesada se hace crítico con uranio natural, sin enriquecimiento.

El agua (ligera) se utiliza como refrigerante por su alto calor específico, sus propiedades aceptables como moderador neutrónico, por su sencillez de manejo y disponibilidad.

El circuito primario consiste esencialmente en la vasija que contiene el reactor, bombas que impulsan el agua, algún dispositivo para ceder el calor del núcleo y las tuberías que conectan estos componentes. Todo el circuito se mantiene presurizado a fin de garantizar que el núcleo se mantiene refrigerado por agua en fase líquida y es muy importante garantizar su estanqueidad.

La mayor parte del circuito primario está construida con acero al carbono recubierto interiormente por una lámina de acero inoxidable, de modo que se consigue la resistencia estructural del acero al carbono y la resistencia química del inoxidable.

El SRR constituye la segunda barrera de los productos de fisión, la barrera de presión (siendo la primera el combustible y la tercera la contención). La estanqueidad del SRR se requiere porque el refrigerante es muy radiactivo por diversas razones: a) activación del refrigerante a su paso por el núcleo donde se producen una larga cadena de reacciones nucleares, que dan lugar a productos radiactivos, por ejemplo, se produce N-16, de vida muy corta pero muy activo, b) activación de

impurezas que circulan por el refrigerante, como partículas de óxidos que se desprenden de las paredes del circuito, c) difusión de productos de fusión a través de las vainas de combustible, por ejemplo yodos, el más representativo el I-131, y gases nobles, d) fugas mayores de productos de fusión cuando alguna vaina de combustible se perfora, etc. En caso de que fallara esta barrera, aún debería quedar la tercera, por lo que todo el SRR se aloja dentro del recinto de contención.

Como barrera de presión, el SRR se diseña, construye e inspecciona de acuerdo con requisitos muy exigentes tratan de garantizar razonablemente su integridad en cualquier circunstancia, tanto en operación normal como en accidente.

Introducción

El SRR tiene las siguientes funciones:

- Extraer el calor generado en el núcleo para que éste no se degrade y que, de alguna forma, se produzca vapor con el que mover la turbina;
- Confinar las sustancias radiactivas producidas por el reactor, en su calidad de segunda barrera de los productos de fisión;

Debido a su función como barrera de presión, segunda barrera a los productos de fisión se le somete a requisitos de diseño, construcción e inspección muy exigentes. La barrera de presión no coincide exactamente con el circuito primario, aunque a menudo se utilizan los términos indistintamente.

La barrera de presión del reactor se define¹ como todos los componentes como vasijas, tuberías, bombas y válvulas que retienen presión y son:

- 1) parte del SRR, o
- 2) están conectados al SRR hasta e incluyendo:
 - La válvula de aislamiento de contención más exterior en tuberías que penetran la contención primaria del reactor,
 - La segunda de dos válvulas normalmente cerradas durante operación normal del reactor en tuberías que no penetran la contención primaria del reactor,
 - Las válvulas de alivio y seguridad del SRR.

Para reactores del tipo de agua en ebullición la barrera de presión del reactor se extiende hasta incluir la válvula de aislamiento de contención más exterior en las líneas de vapor principal y agua de alimentación.

Descripción general

Se van a describir de modo general el SRR y los principales componentes de los reactores de agua a presión (PWR) y agua en ebullición (BWR), que son los dos tipos de reactores más extendidos internacionalmente y a los que pertenecen los nueve reactores que operan en España.

Reactores PWR²

El SRR de los PWR consta de una vasija que contiene el combustible nuclear (núcleo) a la que están conectados varios lazos de refrigeración. El número de lazos puede variar desde uno (caso de CN José Cabrera) hasta tres (cualquiera de los otros seis reactores PWR españoles). En el resto del mundo el número de lazos varía entre dos y cuatro. Véase tema 11 del Apartado B del primer ejercicio.

¹ Según se define en el 10CFR50.2: Definiciones.

² En este tema se describirán los de tipo Westinghouse de tres lazos, los más corrientes en España.

Cada lazo consta de una tubería que succiona el agua caliente procedente de la vasija y lleva el agua por el lado de tubos de un generador de vapor, los tubos son refrigerados por el agua de alimentación que circula por el lado carcasa del generador de vapor, esa agua se vaporiza y va a alimentar al turboalternador. El agua fría que sale de los tubos se dirige a la aspiración de la bomba de refrigerante del reactor que la impulsa de nuevo a la vasija.

El tramo de circuito primario entre la vasija y el generador de vapor se llama rama caliente, el tramo entre el generador de vapor y la bomba de refrigerante del reactor se llama rama intermedia y el tramo entre la bomba y vasija rama fría.

El circuito primario tiene además, conectado a una de las ramas frías, un presionador, un recipiente que contiene agua en fase líquida y vapor que amortigua las oscilaciones de presión del SRR.

La vasija consta de dos piezas: la vasija en sí, que tiene forma cilíndrica con un fondo semiesférico soldado y la tapa de la vasija. La vasija aloja los elementos de combustible y los mantiene firmemente, incluso en condiciones de accidente, en una geometría determinada que forma el núcleo del reactor. El mantenimiento de esa geometría es necesario para poder calcular y diseñar todos los parámetros nucleares: coeficientes de reactividad, quemado, distribución de flujo neutrónico, etc.

Los elementos combustibles se apoyan en posición vertical sobre la placa soporte del núcleo, una pieza plana de acero forjado con una tobera de admisión de agua para cada elemento de combustible y dos bulones que encajan en el soporte inferior de cada elemento combustible para fijarlo en su posición exacta. La placa soporte superior oprime ligeramente a los elementos de combustible por medio de dos “muelles” y tiene toberas de mayor sección para el paso de refrigerante. La disposición de los elementos combustible en el núcleo es ajedrezada, aunque no cuadrada, y están rodeados por una envoltura metálica llamada reflector que se ajusta a su disposición, cuyas principales funciones son garantizar la geometría del núcleo y conducir el refrigerante. Envoltiendo al reflector está el barrilete que es un cilindro concéntrico a la vasija. Las toberas de las ramas frías descargan al espacio entre vasija y barrilete y como por la parte superior este espacio queda cerrado, el refrigerante desciende hasta el fondo de la vasija, zona llamada *plenum inferior*, desde donde asciende para atravesar el núcleo y salir por las toberas de las ramas calientes hacia cada generador de vapor. Véase tema 9 del Apartado B del primer ejercicio para mayores detalles descriptivos del reactor.

El fondo de la vasija tiene una serie de penetraciones que son los tubos de la instrumentación intranuclear. Por cada uno de esos tubos puede circular un detector de flujo neutrónico que recorre axialmente un elemento combustible y sirve para obtener el "mapa de flujo" neutrónico. Todos esos tubos llegan hasta la "mesa de sellado", un dispositivo donde termina la barrera de presión.

La tapa de la vasija, forjada de una pieza, es un casquete semiesférico rematado por una brida, la cual se embrida a la propia brida de la vasija. La tapa de la vasija tiene penetraciones para el paso del vástago de cada barra de control y hasta la parte superior de la penetración, unos cuatro metros por encima de la tapa, constituye barrera de presión. Hay otras penetraciones más sencillas para el paso de cables de los termopares que informan sobre la temperatura de salida de agua en una serie de posiciones del núcleo. En el cenit de la tapa hay una penetración, aislada con dos válvulas en serie, que sirve para ventear la cabeza de la vasija durante los arranques posteriores a la recarga.

La tapa de la vasija, las bridas y las toberas de las ramas se fabrican en forja. La parte cilíndrica de la vasija se hace de placas conformadas unidas por penetración longitudinal completa y costuras

circunferenciales soldadas. Las cabezas semiesféricas se hacen de placas en forma cóncava. Las partes de la vasija del reactor se unen por soldadura, empleando los procesos de arco con hilo sencillo o múltiple y arco sumergido. La estanqueidad de la unión tapa-vasija, que van unidas por pernos, la garantizan dos juntas toroidales de un material especial.

El generador de vapor sirve para transferir calor del circuito primario al secundario, donde el vapor generado mueve la turbina, manteniendo la estricta separación entre ambos circuitos. El refrigerante primario pasa por el interior de los tubos del generador de vapor, típicamente casi cuatro mil tubos por generador de una sección interior de 3/4" y por conducción a través de la pared del tubo se cede el calor al agua de alimentación, que en gran parte se invierte en calor latente para su evaporación. Los tubos tienen forma de U invertida para solucionar el problema de la dilatación y están fabricados de inconel, que es una aleación cuyo metal base es el níquel y tiene proporciones de cromo, hierro y una pequeña de manganeso. El inconel tiene las propiedades mecánicas necesarias para soportar una alta diferencia de presión entre los lados primario y secundario, con un espesor pequeño que permita un alto coeficiente de transmisión de calor y una alta resistencia química.

El presionador es un recipiente con forma de cilindro vertical con la cabeza semiesférica, conectado por el fondo con el resto del circuito primario, que contiene agua en fases líquida y vapor, lo que se consigue manteniendo el presionador como punto más caliente y alto del circuito primario mediante unos calentadores eléctricos sumergidos en la fase líquida. El objeto del presionador es que el vapor actúe como amortiguador de cualquier oscilación de presión del circuito, ya que el agua en fase líquida es muy poco compresible. Dando potencia a los calentadores se evapora agua y aumenta la presión, abriendo las válvulas de ducha sobre el vapor, con agua procedente de una rama intermedia, se condensa vapor y disminuye la presión.

Conectadas a la cabeza del presionador salen cinco tuberías que se dirigen al tanque de alivio del presionador. En tres de esas tuberías hay interpuesta una válvula de seguridad, que se mantiene cerrada por la presión de un muelle hasta una presión determinada, que si se supera se abre la válvula y descarga al tanque de alivio del presionador. Las otras dos tuberías tienen una válvula de alivio cada una, con actuadores neumáticos y gobernadas por el sistema de control o manualmente, aunque siempre a presiones más bajas que las de las válvulas de seguridad. El tanque de alivio del presionador se mantiene con agua hasta cierto nivel y las tuberías descargan por debajo de ese nivel, a fin de que el vapor se condense y el tanque no se presurice en exceso.

Las bombas del refrigerante del reactor son centrífugas de una etapa, accionadas por motores de inducción trifásicos refrigerados por aire. El eje es vertical, con el motor montado por encima de la bomba. Un volante de inercia, montado en el eje por encima del motor, proporciona inercia adicional para aumentar el tiempo de parada de la bomba. La aspiración de la bomba está situada en la parte inferior; mientras que la descarga es radial. En una parte baja del eje de la bomba está su único cojinete radial que es de grafito y más abajo la barrera térmica, que refrigera el eje. Por encima del cojinete hay tres sellos a fin de garantizar la estanqueidad del dispositivo; entre el cojinete y la barrera térmica se inyecta agua a alta presión y temperatura poco por encima de la ambiente, la mayor parte del caudal baja refrigerando el eje y se une al SRR, una parte menor atraviesa el paso entre el eje y cojinete para refrigerarlos, luego se encuentra con el primer sello, una parte de ese caudal se recoge y el resto pasa por el segundo sello. De nuevo una parte se recoge y el resto, un caudal ínfimo, pasa por el tercer sello.

Un sistema conectado al SRR y auxiliar de éste es el Sistema de Control Químico y Volumétrico, que como su nombre indica repone las pequeñas fugas de refrigerante que se producen durante la

operación normal de la planta y mantiene químicamente limpio el circuito. Este sistema aspira del SRR, despresuriza y enfría el refrigerante, lo pasa por filtros que eliminan partículas en suspensión y luego lo pasa por desmineralizadores que contiene resinas aniónicas y catiónicas otros que eliminan las respectivas impurezas químicas, seguidamente pasa el refrigerante por un tanque, llamado de control de volumen porque se vigila constantemente su nivel: una bajada injustificada de éste delataría alguna fuga anormal en el SRR. En este tanque, el refrigerante llega casi a presión atmosférica, se barre con hidrógeno y desgaseifica. A partir de este tanque el agua queda lista para volver al SRR impulsada por la llamada bomba de carga, que es una bomba centrífuga de varias etapas que proporciona una presión de unos 175 Kg./cm a la descarga.

Operación de un reactor PWR

Una vez cerrado el circuito primario se presuriza inicialmente con la bomba de carga, perteneciente al sistema de control químico y volumétrico, luego se calienta con el calor que aportan las bombas del SRR al arrancarlas; la presión se controla actuando los calentadores del presionador- para subir presión- o rociando con agua líquida en la fase vapor, lo que produce su condensación y bajada de presión. De ese modo se obtienen "condiciones nominales" de presión y temperatura, unos 290 °C y 157 Kg/cm².

En esas condiciones se comienzan a extraer barras de control, manteniendo constante la concentración de boro³ diluido en el circuito primario, que previamente se habrá ajustado al valor calculado, hasta hacer crítico el reactor. Después se continúan extrayendo barras de control para subir potencia hasta el 100%.

Reactores BWR

El SRR de un reactor BWR comprende la vasija del reactor, los dos circuitos del Sistema de Recirculación, las tuberías de vapor principal y agua de alimentación hasta sus válvulas de aislamiento, las válvulas de alivio, de alivio/seguridad y de seguridad y las tuberías de los sistemas auxiliares del reactor hasta sus válvulas de aislamiento. A diferencia de los PWR, el vapor producido en la vasija de un BWR es el que impulsa la turbina y una vez condensado vuelve a la vasija. Véase tema 12 del Apartado B del primer ejercicio.

La vasija es un depósito de presión cilíndrico en posición vertical, cuyas partes inferior y superior son casquetes semiesféricos. El casquete superior es una pieza separada, la tapa de la vasija, que se une al resto de la vasija mediante una unión embrizada, cuya estanqueidad la garantizan dos anillos toroidales de acero inoxidable recubierto de plata. El área entre los anillos se ventea y vigila al objeto de detectar posibles pérdidas de estanqueidad.

El fondo de la vasija tiene una penetración para el alojamiento del mecanismo de cada barra de control. También contiene los manguitos soldados por los que pasan los cables de la instrumentación del núcleo.

³ El boro es un absorbente neutrónico que se añade al refrigerante en forma de ácido bórico. Se introduce boro en el circuito primario porque al empezar el ciclo tras la recarga el combustible es muy reactivo y se haría crítico manteniendo aún barras de control insertadas, lo que daría lugar a una distribución de flujo neutrónico muy heterogénea y por tanto indeseable.

La vasija del reactor, que es mucho más voluminosa y pesada que la de un reactor PWR, porque contiene los separadores de humedad por encima del núcleo, el propio núcleo ocupa más espacio en dirección radial y por el exterior del núcleo está la zona del *downcomer* donde se alojan las bombas de chorro. La vasija se apoya por el fondo en un faldón de acero soldado a la misma. La base del faldón se apoya en una viga circular que transmite la carga a la cimentación del edificio del reactor.

En su parte cilíndrica, la vasija tiene las siguientes penetraciones:

- 2 salidas de agua de recirculación
- 10 entradas de agua de recirculación
- 4 salidas de vapor principal
- 4 entradas de agua de alimentación
- 1 entrada del condensador de aislamiento y 2 entradas del sistema de rociado del núcleo⁴
- una serie de penetraciones de pequeño diámetro para instrumentación de nivel, presión, detección de fugas, así como drenaje, etc.
- las penetraciones del fondo para cada una de las barras de control.

Cada circuito del sistema de recirculación consta de una tubería que aspira de la vasija agua saturada, procedente de los separadores y secadores de vapor, que ha sido subenfriada por el agua de alimentación entrante en la envoltura exterior al núcleo, llamada *downcomer*, de una bomba que impulsa el agua y una tubería de descarga que se ramifica en cinco, cada una de las cinco tuberías penetran en la vasija y, una vez en el interior, se bifurca en dos bombas de chorro.

Una bomba de chorro consiste en una tobera basada en el efecto venturi: por el interior de la tobera pasa el fluido motriz impulsado por las bombas de recirculación, que succiona al agua de del *downcomer* y mezclados en la bomba de chorro pasan al plenum inferior de la vasija, desde donde ascienden para refrigerar el núcleo. En el núcleo, el refrigerante se calienta, adquiere un cierto contenido de vapor, y se eleva hacia los separadores de humedad y secadores que separan el líquido hacia el "downcomer" y dejan pasar el vapor hacia las tuberías de vapor principal que se dirigen a la turbina. En algunos BWR, como Santa María de Garoña, el control de caudal se realiza actuando sobre la velocidad de las bombas de recirculación y en otros, como Cofrentes, actuando sobre una válvula de control de caudal.

Cada circuito de recirculación tiene válvulas de aislamiento de la bomba que permiten su aislamiento para mantenimiento.

Válvulas de alivio, seguridad y despresurización automática. Cada una de las cuatro tuberías que conducen el vapor desde la vasija hacia el sistema de vapor principal tienen del orden de cuatro válvulas. Algunas son de alivio, es decir abren a partir de cierta presión gobernadas por un sistema de control, otras son de seguridad, es decir abren cuando la presión vence la fuerza de un muelle a partir de otra presión más alta que la de las válvulas de alivio. En las centrales modernas, las válvulas son de alivio y seguridad, es decir, tienen actuador gobernado por el sistema de control y muelle tarado a una presión más alta.

Finalmente están las válvulas de despresurización automática, que abren a partir de cierta presión, pero siempre que se den ciertas condiciones registradas por el sistema de protección del reactor, y regulan la presión a un valor mucho más bajo que el de operación normal a potencia. La función de las válvulas de despresurización automática es reducir la presión de la vasija hasta un valor que

⁴ Estas entradas son específicas de ciertos reactores BWR

permita la inyección de agua de los sistemas de inyección de baja presión en el caso de un LOCA pequeño con fallo de los sistemas de inyección de refrigerante de alta presión.

La función equivalente al Sistema de Control Químico y Volumétrico de los PWR, la hace en los BWR el Sistema de Limpieza (*Cleanup System*). Este sistema opera de forma similar y tiene los mismos componentes que el equivalente de los PWR. Sus diferencias características son que no tiene tanque de control de volumen para degasificar, pues la degasificación se realiza en el condensador de la turbina, y su aspiración es del fondo de la vasija, la zona más susceptible de albergar partículas en suspensión.

Operación de un reactor BWR

Para hacer el reactor crítico hay que alcanzar en el circuito primario una temperatura mínima de unos 80 °C. El circuito primario se calienta con las bombas de recirculación, pero sobre todo con el cambiador de calor del sistema de enfriamiento en parada, por cuyo lado carcasa, en vez de hacer pasar agua fría se pasa vapor generado en la caldera auxiliar. Luego, con el sistema de recirculación en marcha, se van extrayendo barras de control hasta hacer crítico el reactor, que se sigue calentando con calor nuclear. Después se conecta el agua de alimentación y se sube potencia hasta el 100%.

Análisis de seguridad.

El SRR se diseña de acuerdo con unos criterios de diseño. Se pueden distinguir de dos tipos: funcionales, es decir los necesarios para cumplir la función de refrigerar el núcleo en condiciones normales, y de seguridad, o sea los necesarios para garantizar su hermeticidad en cualquier situación operativa, incluso en accidentes, y una probabilidad extremadamente baja de que sufra algún tipo de rotura en sus tuberías.

La refrigeración del núcleo en caso de accidente está encomendada a los sistemas de refrigeración del núcleo en emergencia, véanse temas 8 y 11 del Apartado C del primer ejercicio.

En EE.UU. los criterios de seguridad aplicables a las centrales nucleares de agua ligera se enuncian en el Apéndice A del 10CFR50. Aparte de unos criterios de diseño generales que aplican a todos los sistemas de seguridad, como diseño sísmico y otros, los criterios específicamente aplicables al SRR con los siguientes:

- Criterio 10- Diseño del reactor. El núcleo del reactor y los sistemas asociados de refrigeración, control y protección deberán diseñarse con márgenes adecuados para asegurar que no se exceden los límites aceptables del combustible durante ninguna condición normal de operación, incluyendo los efectos de los incidentes operativos esperado.
- Criterio 14- Barrera de presión del refrigerante del reactor. La barrera de presión del refrigerante del reactor deberá diseñarse, fabricarse, montarse y probarse para tener una probabilidad extremadamente baja de fugas anormales, propagación rápida de fallos y rotura grande.

- Criterio 15- Diseño del SRR. El SRR y sistemas auxiliares asociados, sistemas de control y protección deberán diseñarse con margen suficiente para asegurar que las condiciones de diseño de la barrera de presión del refrigerante del reactor no se exceden durante ninguna condición normal de operación, incluyendo los efectos de los incidentes operativos esperado.
- Criterio 30- Calidad de la barrera de presión del refrigerante del reactor. Los componentes que son parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor deberán diseñarse, fabricarse, montarse y probarse según los más altos estándares de calidad prácticos. Se proveerán medios para detectar y, en lo posible, identificar la localización del origen de la fuga del refrigerante del reactor.
- Criterio 31- Prevención de fracturas en la barrera de presión del refrigerante del reactor. La barrera de presión del refrigerante del reactor se diseñará con margen suficiente para asegurar que con las tensiones producidas en operación normal, mantenimiento, pruebas y condiciones accidentales postuladas (1) la barrera no tiene un comportamiento frágil y (2) se minimiza la probabilidad de una rápida propagación de una fractura. El diseño deberá reflejar consideraciones sobre la temperatura de servicio y otras condiciones del material de la barrera bajo condiciones de operación, mantenimiento prueba y condiciones de accidente postulados con las incertidumbres en la determinación de (1) las propiedades del material, (2) los efectos de irradiación en las propiedades del material, (3) tensiones residuales, estables y transitorias y (4) tamaño de defectos.
- Criterio 32- Inspección de la barrera de presión del refrigerante del reactor. Los componentes que forman la barrera de presión del refrigerante del reactor deberán diseñarse para permitir (1) inspecciones y pruebas periódicas de áreas importantes y características para evaluar su integridad estructural y (2) un programa adecuado de vigilancia del material para la vasija de presión del reactor
- Criterio 33- Aporte de refrigerante del reactor. Se proveerá un sistema de aporte de refrigerante para la protección ante pequeñas fugas en la barrera de presión del refrigerante del reactor. La función de seguridad del sistema será asegurar que no se exceden los límites especificados para el combustible como consecuencia de una pérdida de refrigerante debida a una fuga de la barrera de presión del refrigerante del reactor y ruptura de una tubería pequeña u otro pequeño componente parte de la barrera. El sistema se diseñará para asegurar que se cumplirá su función de seguridad utilizando las tuberías, bombas y válvulas utilizadas para mantener el inventario de refrigerante durante operación normal con la operación del sistema de energía eléctrico externo o interno (asumiendo que el externo no esté disponible)
- Criterio 34- Extracción de calor residual. Se deberá proveer un sistema de extracción de calor residual. La función de seguridad del sistema será transferir el calor de decaimiento de los productos de fisión y el calor residual del núcleo del reactor a un ritmo tal que no se excedan los límites de diseño del combustible y las condiciones de diseño de la barrera de refrigerante del reactor. Se proveerá la redundancia conveniente en componentes y dispositivos, así como las interconexiones, detección de fugas y capacidad de aislamiento para asegurar que con la operación del sistema de energía eléctrica interno (asumiendo que el externo no esté disponible) y con la operación

del sistema de energía eléctrica externo (asumiendo que el interno no esté disponible) se puede cumplir la función de seguridad, asumiendo un falló único.

Para cumplir con estos criterios de diseño: a) se fijan las condiciones de presión y temperatura del circuito primario, así como de potencia nuclear global y local de modo que no se supere en ningún momento el Coeficiente Límite de Ebullición Nucleada (CLEN) en PWR, o el Coeficiente de Potencia Crítica Mínima en BWR⁵, b) se diseñan los componentes que forman la barrera de presión del SRR de acuerdo con la Sección III del Código ASME “Boiler and Pressure Vessel Code” y con la norma ANSI-N 18.2 “Nuclear Safety Criteria for Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants” que fija los requisitos de calidad de componentes Clase Nuclear y Clase Sísmica, y se inspeccionan de acuerdo con lo establecido en la Sección XI, sobre inspección en servicio, de dicho Código⁶, c) se permite la operación únicamente dentro de los límites que fijan las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF).

Especificaciones técnicas de funcionamiento de los reactores de agua ligera

Las principales ETF que afectan al SRR en de este tipo de reactores en operación a potencia son las siguientes:

1. Con el SRR presurizado, todas las válvulas de seguridad del SRR y una de alivio (PWR) o dos de alivio/seguridad (BWR) deben de estar operables, con sus tarados de apertura especificados.

El objetivo es evitar la presurización del sistema por encima del límite de seguridad establecido en el código ASME.

2. Las fugas de del SRR se limitarán del siguiente modo:

- *Fugas no identificadas*, que serán menores de 5 galones por minuto (gpm) en un BWR y 1 gpm en un PWR. Las fugas no identificadas son las que escapan a la atmósfera del pozo seco (BWR) o del recinto de contención (PWR) e interfieren con los sistemas de detección de fugas: nivel de sumideros y actividad del aire.
- *Fugas en la barrera de presión*, que es la fuga no aislable a través del cuerpo de un componente de la barrera de presión.

De acuerdo con observaciones experimentales, una grieta que fuga a través del cuerpo de un componente a presión tiene alta probabilidad de producir una rotura, que en el circuito primario sería un LOCA. Por ello no se permite operar con fugas de la barrera de presión en PWR ni en BWR.

Las fugas no identificadas se mantienen en un nivel lo bastante bajo para que cualquier pequeño aumento, que podría deberse a una fuga por la barrera de presión, se detecte rápidamente.

⁵ Véase tema 13 del Apartado B del primer ejercicio

⁶ Véanse temas 20 y 21 del Apartado A del tercer ejercicio

Adicionalmente, se limitan otros tipos de fugas, como las *identificadas* o, en los PWR, las fugas a través de los tubos de los generadores de vapor, a fin de limitar la probabilidad de rotura de un tubo.

3. La concentración de cloruros y la conductividad del circuito primario deberán permanecer por debajo de ciertos valores en todo momento. De este modo se asegura que el agua mantiene la pureza química necesaria para que no sea atacado el acero inoxidable del SRR.

En realidad, aparte de estos dos parámetros, que son los más críticos, se vigilan una larga serie de otros parámetros y contaminantes químicos (pH, concentraciones de oxígeno e hidrógeno, etc.), pero estos dos son los únicos que figuran en las ETFs.

4. Actividad específica del refrigerante, tanto en actividad total como en dosis equivalente de I-131.

El objeto de esta especificación es limitar el vertido de contaminación al exterior en caso de rotura de una tubería de vapor principal (en un PWR combinada con la rotura de un tubo de generador de vapor) a una pequeña fracción de lo establecido en el 10CFR100, es decir al público. De este modo, también se limitan las dosis operacionales, generación de residuos radiactivos, etc.

5. Límites de presión/temperatura del SRR. Por encima de cierta presión, sólo puede subir la presión si la temperatura es superior a unos valores dados, que aumentan progresivamente con el aumento de la presión. Además los ritmos de calentamiento y enfriamiento del SRR se limitan a 55,6 °C/h (100 °F/h).

Esta especificación evita una rotura frágil de la vasija. Conocida la temperatura de transición de dúctil a frágil de los materiales de la vasija, el código ASME establece su tenacidad en función de la temperatura. Aplicando una serie de factores de conservadurismo, se establecen las gráficas del límite /temperatura que aparecen en ETF.

Un factor importante a tener en cuenta es el aumento de fragilidad, o más precisamente, el aumento de la temperatura de transición de dúctil a frágil que produce en los materiales su irradiación con neutrones rápidos. Entre los conservadurismos utilizados en los cálculos se tiene en cuenta este factor. No obstante, a fin de comprobar su evolución a este respecto, se introducen en la vasija, a la altura de mayor flujo neutrónico, unas probetas que se extraen cada cierto número de años y se someten a una serie de ensayos según un programa que establece la normativa.

Los ritmos de calentamiento y enfriamiento se imponen para mantener la operación dentro de las hipótesis asumidas en estos cálculos. Básicamente, un ritmo de enfriamiento o calentamiento demasiado rápidos producirían tensiones diferenciales entre las paredes interior y exterior de la vasija, que sufrirían esfuerzos adicionales de compresión y tracción durante calentamiento y en enfriamiento, diferenciales entre la cara exterior e interior de la vasija.

Adicionalmente, los PWR tienen un sistema de protección contra sobrepresiones en frío, que requiere tener operables las válvulas de alivio, con tarados más bajos que en operación normal, durante determinadas fases operativas con temperatura del SRR inferior a valores de unos 200

°C⁷ y presiones superiores a ciertos valores. La operabilidad de este sistema se recoge en la correspondiente ETF de los PWR.

También hay ETF sobre la necesidad de mantener operables los lazos de recirculación (BWR) y en funcionamiento las bombas del SRR, para evitar la operación en la zona de inestabilidades termohidráulicas y que se produzcan picos calientes en el núcleo por su deficiente refrigeración, sobre la operabilidad de las bombas de chorro en BWR y sobre tiempo de actuación de las válvulas de aislamiento de vapor principal, entre tres y cinco segundos.

Hay una ETF general, no se detalla sistema por sistema, que requiere la inspección en servicio de todos los componentes de la barrera de presión y otros. Esta ETF se desarrolla detalladamente en un documento llamado Manual de Inspección en Servicio que, básicamente desarrolla lo requerido por ASME XI.

En todos los casos, los requisitos de ETF son más exigentes con la planta a potencia y bastantes de ellas no aplican con la central parada, definiéndose los requisitos en función del modo de operación, que depende de la temperatura del circuito primario y de la potencia del reactor.

Bibliografía

- 1) US NRC 10CFR50.2: Definiciones
- 2) US NRC 10CFR50 Apéndice A: Criterios generales de diseños de centrales nucleares

Temas relacionados

Primer ejercicio. B. Física y tecnología nucleares:

9. Reactores nucleares. Componentes. Tipos.
11. Centrales nucleares de agua ligera tipo PWR. Características, análisis de las mismas.
12. Centrales nucleares de agua ligera tipo BWR. Características, análisis de las mismas.
14. Componentes nucleares de centrales de agua ligera. Diseño mecánico. Análisis de tensiones. Análisis de fatiga. La vasija a presión del reactor, seguimiento de propiedades mecánicas. Formación y crecimiento de grietas. Mecánica de la fractura.

Tercer ejercicio. A. Seguridad nuclear:

6. Sistemas de refrigeración de emergencia en centrales nucleares de agua ligera
20. Estructura y contenido del código ASME. Aplicación al campo nuclear.
21. Técnicas de ensayos no destructivos: Examen visual, líquidos penetrantes, partículas magnéticas, radiografía, ultrasonidos, corrientes inducidas y emisión acústica.

⁷ Este valor es meramente indicativo, pues las temperaturas precisas se determinan según los resultados de analizar las probetas indicadas anteriormente.