

Tercer ejercicio. Seguridad Nuclear

Tema 3.A.3

Concepto de defensa en profundidad.

La seguridad mediante sistemas.

Sistemas de salvaguardia en centrales nucleares de agua ligera

Índice

1.	La seguridad mediante sistemas	3
2.	Salvaguardias en centrales de agua a presión Westinghouse	7
2.1	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS)	7
2.1.1	Requisitos funcionales y de seguridad	7
2.1.2	Subsistema de alta presión	8
2.1.3	Subsistema de media presión	8
2.1.4	Subsistema de baja presión	9
2.1.5	Funcionamiento y señales de protección	9
2.2	Sistema de agua de alimentación auxiliar	10
2.2.1	Requisitos funcionales y de seguridad	10
2.2.2	Descripción	11
2.2.3	Funcionamiento y señales de protección	11
2.3	Sistema de rociado del recinto de contención	11
2.3.1	Requisitos funcionales y de seguridad	11
2.3.2	Descripción	12
2.3.3	Funcionamiento y señales de protección	12
3.	Salvaguardias en centrales de agua en ebullición	13
3.1	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo	13
3.1.1	Funciones	13
3.1.2	Subsistema de aspersión de alta presión (HPCS)	13
3.1.3	Subsistema de aspersión de baja presión (LPCS)	14
3.1.4	Sistema de inyección a baja presión (LPCI)	14
3.1.5	Sistema de despresurización automática	14
3.1.6	Sistema de refrigeración de componentes de emergencia	15
3.2	Sistema de refrigeración del recinto de contención	15
3.3	Sistema de reserva de tratamiento de gases	15
4.	Salvaguardias en centrales de agua a presión KWU	16
4.1	Sistema de refrigeración de emergencia y de evacuación del calor residual	16
4.2	Sistema de agua de alimentación de emergencia	17
Referencias		18

Resumen ejecutivo

El fundamento de la Seguridad Nuclear recae en la aplicación del principio de defensa en profundidad, que consiste en la utilización de diversos niveles de equipos y procedimientos que permitan mantener la eficacia de las diversas barreras físicas dispuestas entre el inventario radiactivo de la instalación y los trabajadores, el público y el medio ambiente.

La aplicación práctica del principio de defensa en profundidad se logra mediante tres tipos de protecciones:

- Protección intrínseca de la instalación.
- Protección mediante sistemas.
- Protección mediante procedimientos.

Dentro de la protección mediante sistemas cabe distinguir:

- Los sistemas de control, que tienden a rechazar las perturbaciones sufridas por la planta.
- Los sistemas de protección, que detienen la reacción en cadena a fin de evitar que un suceso derive en una situación accidental.
- Los sistemas de salvaguardias tecnológicas, que tratan de mitigar las consecuencias de un accidente una vez que los sistemas de control y protección no han podido detener su evolución.

Los sistemas de salvaguardia aplicados en las diferentes tecnologías son los siguientes:

En centrales de agua a presión Westinghouse:

- El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS).
- El sistema de agua de alimentación auxiliar (AFWS).
- El sistema de rociado del recinto de contención. En centrales de agua en ebullición General Electric:
- El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS).
- El sistema de refrigeración del recinto de contención.

Relación con otros temas

- 1er ejercicio, C1.
- 1er ejercicio, C2.
- 1er ejercicio, C11.
- 3er ejercicio, SN1.
- 3er ejercicio, SN4.
- 3er ejercicio, SN6.

1. La seguridad mediante sistemas

El fundamento de la Seguridad Nuclear recae en la aplicación del principio de *defensa en profundidad*, en el cual se enmarcan otros conceptos y elementos: *protección por barreras*, *seguridad intrínseca*, *mediante sistemas* y *mediante procedimientos*, *redundancia*, *diversidad*, *separación*, etc.

La defensa en profundidad consiste en la utilización de diversos niveles de equipos y procedimientos que permitan mantener la eficacia de las diversas barreras físicas dispuestas entre el material radiactivo y los trabajadores, público y medio ambiente, tanto en operación normal como sucesos operacionales previsibles o accidentes en la instalación. El principio se implanta a través del diseño y la operación de una serie de protecciones graduales contra las consecuencias de un conjunto amplio de transitorios, incidentes y accidentes que incluyen fallos de equipos, errores humanos, y sucesos externos a la planta. Esto es, se pretende dotar a la instalación de diversos niveles de protección que incluyen barreras sucesivas, para impedir la liberación de radiactividad al exterior. Sus objetivos son:

- compensar los eventuales fallos humanos y de equipos;
- mantener la eficacia de las barreras evitando el daño a la planta y las propias barreras; y
- proteger al público y al ambiente en los casos en que estas barreras no sean totalmente eficaces.

El concepto de defensa en profundidad intenta preservar la integridad de estas barreras contra la ocurrencia de sucesos, tanto internos como externos, que puedan degradar su funcionalidad. Las estrategias utilizadas para su implantación son de dos tipos:

1. la prevención de accidentes, y
2. si la prevención fallase, mitigación de accidentes, esto es limitación de las posibles consecuencias a fin de prevenir posibles deterioros en la evolución de aquellos.

La prevención de ocurrencia de accidentes queda plasmada a través de:

- Una alta calidad durante el diseño, construcción y operación de la planta, que permite asegurar que las desviaciones con respecto al funcionamiento normal serán infrecuentes.
- La disponibilidad de las funciones de seguridad fundamentales (control de la potencia nuclear, refrigeración adecuada del núcleo y confinamiento del material radiactivo), mediante actuaciones automáticas y/o manuales de control y de seguridad.
- Programas de pruebas de vigilancia, tales como ensayos no destructivos o pruebas periódicas.

Estas estrategias se estructuran a su vez en cinco niveles secuenciales (i.e., de tal manera que si un nivel fallase se dispondría del siguiente nivel para atajar la situación):

Nivel 1: Prevención de operación anormal y fallos de sistemas.

Nivel 2: Control de la operación anormal, detección de fallos en los sistemas de control, limitación y protección, y otras características de supervisión.

Nivel 3: Control de accidentes dentro de la base de diseño.

Nivel 4: Control de accidentes severos, incluyendo la prevención y mitigación de consecuencias.

Nivel 5: Mitigación de consecuencias radiológicas de los escapes significativos.

Los cuatro primeros niveles se orientan a la protección de las barreras y mitigación de liberaciones, mientras que el último se orienta a las medidas de emergencia en el exterior.

Se debe asegurar además la independencia de cada uno de estos niveles, esto es, que cualquier fallo simple (en los equipos o en acciones humanas) en cualquiera de los niveles no se propaga deteriorando la capacidad de defensa en profundidad en niveles subsiguientes. A su vez, esto se debe traducir en que la existencia de determinados niveles superiores de defensa en profundidad no justifica la operación continuada con niveles inferiores reducidos en su capacidad de defensa en profundidad.

Medidas asociadas a cada uno de estos niveles son las siguientes:

Nivel 1: Prevención de operación anormal y fallos de sistemas, a través de la adopción de medidas conservadoras, fundamentalmente durante el diseño, que aseguren el confinamiento del material radiactivo y minimicen desviaciones respecto a las condiciones normales de operación. Éstas, que deben ser consideradas desde la selección del emplazamiento, así como en procesos de diseño, fabricación, construcción, operación, mantenimiento y clausura, incluyen:

- definición clara de lo que son condiciones normales y anormales de operación;
- diseño de sistemas y componentes con márgenes adecuados y suficientes para minimizar la necesidad de tomar acciones de los niveles 2 y 3;
- selección cuidadosa de materiales así como utilización de adecuados procesos de fabricación, tecnología y pruebas;
- diseño de adecuadas interfaces hombre-máquina que faciliten disponer de tiempo suficiente para las acciones humanas;
- personal de operación cualificado y adecuadamente entrenado;
- instrucciones de operación adecuadas;
- instrumentación fiable del estado y condiciones operativas de la instalación;
- registro, evaluación y utilización de la experiencia operativa (propia y ajena);
- mantenimiento preventivo priorizado según la importancia para la seguridad y requisitos de fiabilidad de los sistemas.

Nivel 2: Control de la operación anormal, detección de fallos en los sistemas de control, limitación y protección, y otras características de supervisión. Con el objetivo de asegurar que la instalación retorna rápidamente al funcionamiento normal en su caso, se debe asegurar que se dota a la instalación con:

- Características intrínsecas de la propia instalación (p.e., estabilidad e inercia térmica del núcleo del reactor) así como sistemas de control de la

operación anormal (i.e., sucesos operacionales previsibles), considerando además posibles fenómenos y circunstancias adicionales que puedan deteriorar la situación, y diseñados con criterios específicos de fiabilidad (p.e., cualificación, disposición, redundancia, ...);

- Dispositivos y equipos de diagnóstico (p.e., sistemas automáticos de control) que tomen acciones correctoras antes de alcanzar los límites de actuación de las protecciones;
- Programas de inspección en servicio y de pruebas periódicas para la vigilancia de la calidad y cumplimiento de requisitos de diseño, y la detección de cualquier funcionamiento degradado de equipos y componentes con anterioridad a que la seguridad de la instalación se vea afectada.

Nivel 3: Control de accidentes dentro de la base de diseño, mediante el diseño de sistemas de protección y de salvaguardias tecnológicas (las cuales son objeto preferente de estudio en este tema), para prevenir una evolución de la situación anormal hacia situaciones más degradadas (i.e., de accidente severo), y para asegurar el confinamiento del material radiactivo en el interior del sistema de contención. En esencia, estas medidas se encaminan a prevenir el daño en los elementos combustibles. Estos sistemas de protección y salvaguardias son diseñados sobre la base de unos accidentes postulados (i.e., accidentes base de diseño) representando conjuntos envolventes de sucesos similares, y haciendo uso de unos principios que aseguren una alta fiabilidad (p.e., redundancia, separación física, diversidad o redundancia funcional, suficiente grado de automatismo, capacidad de pruebas, cualificación ambiental).

En el rango de tiempo corto (i.e., en el inicio del accidente) la actuaciones dominantes son las de los sistemas de seguridad automáticos, que pueden ser de actuación activa o pasiva, según que su funcionamiento requiera o no de una alimentación externa de energía. Sin embargo, para la operación posterior se requiere también de unos procedimientos de operación con el propósito de asegurar y mantener en el largo plazo la integridad de las barreras, muy en especial del sistema de contención.

Nivel 4: Control de accidentes severos, incluyendo la prevención y mitigación de consecuencias. A pesar de que el cumplimiento de las medidas correspondientes a los tres niveles anteriores asegurarían el mantenimiento de la integridad estructural de los elementos combustibles y la limitación de potenciales riesgos radiológicos, se consideran medidas de protección adicionales con el objetivo de asegurar que la verosimilitud de un accidente con daño severo en los elementos combustibles, y la magnitud de los escapes en esas circunstancias, se mantienen tan bajos como sea razonablemente realizable (i.e., criterio ALARP). En estos casos se contemplan circunstancias y condiciones severas que no fueron explícitamente consideradas en el diseño original (i.e., niveles 1 a 3) debido a su muy baja probabilidad de ocurrencia (p.e., tras fallos múltiples), y que originarían potencialmente escapes significativos de material radiactivos al exterior. Si bien algunas de las medidas de defensa correspondientes a los niveles previos pueden ayudar a paliar dichas condiciones degradadas, se diseñan sistemas adicionales específicos,

así como los sistemas de soporte de éstos. Esto no debe servir para justificar o excusar deficiencias en niveles previos (y en cualquiera de sus etapas diseño, fabricación, construcción, operación, mantenimiento o desmantelamiento).

Adicionalmente, se dota con medidas de gestión de accidente preventivas y mitigadoras, para controlar el curso del accidente severo así como de mitigación de sus consecuencias. Objetivos esenciales de la gestión de accidentes son:

- seguimiento del estado de la instalación;
- control de la subcriticidad;
- recuperación de un sumidero de calor para el combustible, y mantenimiento de la refrigeración en el largo plazo;
- aseguramiento de la integridad de la contención, previniendo la aparición de cargas (térmicas o de presión);
- recuperación del control de la planta, o ralentización de la degradación en caso de que ésta no pueda ser evitada, e implantación de medidas de emergencia interior y exterior.

El objetivo fundamental de las acciones de mitigación de la gestión de accidentes es la protección del confinamiento. En el caso de las plantas nucleares normalmente existe una estructura de contención resistente a la presión, y con estrictos límites de fugas ante determinadas condiciones de presión. Los sistemas que preservan la capacidad de la contención (p.e., refrigeración, control de penetraciones, etc.) se diseñan también con criterios y principios similares a los utilizados en el diseño de sistemas y protecciones asociados a niveles previos (p.e., conservadurismos, redundancia, etc.).

En este nivel resulta esencial el papel del equipo de operación, para actuación de equipos y sistemas en algunos casos desempeñando funciones más allá de las inicialmente previstas, o sistemas ad-hoc o temporales. Todo ello requiere por tanto un adecuado entrenamiento y preparación de éstos, así como una implicación amplia de otras instancias de la organización (p.e., centro de apoyo técnico de emergencias).

Nivel 5: Mitigación de consecuencias de radiológicas de los escapes significativos.

Incluso suponiendo plenamente eficaces las medidas del nivel 4, sería inconsistente con el concepto de defensa en profundidad no considerar unos planes de emergencia exterior, para recopilar y evaluar toda la información sobre la amplitud de las exposiciones a productos radiactivos que se originarían en las circunstancias improbables en que fallasen todos los niveles previos, así como las medidas protectoras de corto y largo plazo que constituirían la intervención. Las autoridades responsables de las emergencias adoptarían las medidas correspondientes a instancias de la operadora de la instalación y del organismo regulador.

Estos planes de emergencia exterior son preparados por la operadora de la instalación aprobados por las autoridades correspondientes, estando sujetos a ciertos requisitos derivados de acuerdos internacionales, que por ejemplo demandan su ejercicio periódico junto con el de los planes de emergencia interior.

La ocurrencia de desviaciones respecto de la operación prevista en las instalaciones industriales en general y en las instalaciones nucleares en particular es de naturaleza aleatoria, dependiente de problemas en los equipos, condiciones ambientales o roturas en las conducciones de fluidos de la planta. Estas desviaciones hacen necesaria la implantación de medidas adecuadas en el diseño de la instalación que pretendan garantizar la operación segura de la misma limitando la ocurrencia de daños a las personas, al patrimonio y la contaminación del medio ambiente. Esto requiere en primer lugar un profundo estudio de los procesos fisicoquímicos que ocurren en la instalación en el curso de la operación normal y de las desviaciones de esa operación normal.

La capacidad de respuesta ante fallos se implanta estableciendo sucesivas barreras para el confinamiento de los productos radiactivos y asegurando la integridad de estas barreras, lo que se hace en tres niveles. En el primer nivel, se aborda la estabilidad de la operación, eligiendo los puntos de trabajo de la misma de tal manera que las desviaciones respecto de la operación estacionaria tiendan a autocontrolarse. En segundo lugar, en lo que se denomina protección mediante sistemas, se disponen sistemas de control de la operación que devuelven los parámetros de la planta a valores controlados y sistemas de protección para detener la operación de la planta ante desviaciones más acusadas. También se instalan sistemas de accionamiento automático, considerados como salvaguardias, activadas mediante el sistema de protección, que mitigan las consecuencias de los accidentes. En tercer lugar, el personal que opera la central, además de su formación específica, dispone de procedimientos detallados para la realización de sus tareas. Estos procedimientos contemplan tanto la operación normal de la planta como la gestión de los accidentes que pudieran producirse.

En lo sucesivo se estudian, como parte de las protecciones implantadas mediante sistemas, los sistemas de salvaguardia de que están dotadas las centrales de agua ligera. Se consideran aquellos diseños representados en el parque nuclear español.

2. Salvaguardias en centrales de agua a presión Westinghouse

2.1 Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS)

2.1.1 Requisitos funcionales y de seguridad

Las funciones de este sistema son:

- Asegurar un caudal suficiente de refrigeración en caso de un accidente con pérdida de refrigerante por rotura del sistema de refrigeración del reactor (RCS), para así evacuar el calor almacenado y generado en el núcleo y evitar daños en el combustible que impidan su refrigeración efectiva a largo plazo.
- Aportar la suficiente agua borada como para compensar el aumento de reactividad originado por un accidente de rotura en línea de vapor, asegurando en cualquier caso un margen de parada aceptable.

El ECCS se diseña de acuerdo con los criterios del 10CFR50.46:

- La PCT (Peak Cladding Temperature) no debe exceder los 2200 °F (1024 °C).
- La cantidad total de hidrógeno generado en la reacción metal-agua debe ser menor del 1% de la cantidad que se produciría si reaccionara todo el metal de las vainas.
- La oxidación no debe exceder el 17% del espesor inicial de la vaina.
- Se debe garantizar la eliminación del calor residual.
- Los posibles cambios en la geometría del núcleo no deben impedir la refrigeración a largo plazo.

El sistema es de clase sísmica I y clase de seguridad 2. Debe cumplir su función aún en caso de pérdida total del suministro eléctrico exterior y de fallo simple en cualquiera de sus componentes.

El ECCS está formado por tres subsistemas:

- Subsistema de alta presión.
- Subsistema de media presión.
- Subsistema de baja presión.

2.1.2 Subsistema de alta presión

Se compone de:

- Bombas de carga, centrífugas, que comparten las funciones propias del ECCS con el Sistema de Control Químico y Volumétrico (CVCS).
- Un tanque de agua de recarga (RWST), que contiene un volumen suficiente de agua borada para satisfacer los requisitos funcionales del ECCS. Dispone de unos calentadores eléctricos para mantener la temperatura del agua lo suficientemente alta como para evitar la precipitación del ácido bórico.
- Un depósito de inyección de boro (BIT), con ácido bórico en una concentración entre 2600 y 2800 ppm. Este depósito también cuenta con unos calentadores para evitar la precipitación del ácido bórico, lo que también puede evitarse mediante la recirculación del contenido del tanque en circuito cerrado. Se conecta a la descarga de las bombas de carga.

El subsistema consta de dos trenes redundantes. El agua inyectada por las bombas de carga se puede enviar a las tres ramas frías, a través o no del depósito de inyección de boro, y a las ramas calientes. Todas las tuberías que inyectan en la misma rama se unen en un único colector común.

2.1.3 Subsistema de media presión

Se compone de un acumulador por cada lazo. Los acumuladores son unos depósitos situados en el recinto de contención, presurizados con nitrógeno y llenos de agua borada que inyectan su contenido en el núcleo a través de las ramas frías en caso de despresurización del Sistema de Refrigeración del Reactor (RCS).

En operación normal los acumuladores están aislados del RCS por dos válvulas de retención en serie. Cuando la presión del RCS se sitúa por debajo de la de los acumuladores, como consecuencia de una rotura, las válvulas de retención se abren permitiendo la inundación del núcleo. Cuando la presión del RCS disminuye durante la operación normal, como por ejemplo al llevar la planta a parada, las válvulas de retención se cierran manualmente para impedir la descarga de los acumuladores.

En caso de alto nivel en los acumuladores se puede purgar el exceso hacia el depósito de drenajes del RCS. En caso de bajo nivel, se inyecta agua borada desde el tanque de agua de recarga (RWST) por medio de la bomba volumétrica de prueba hidrostática.

2.1.4 Subsistema de baja presión

Está constituido por los componentes del sistema de evacuación de calor residual (RHRS). Como integrantes del sistema ECCS, las bombas del RHRS inyectan agua en el RCS aspirando del depósito de agua de recarga (RWST) durante las primeras fases del accidente, o del sumidero de la contención en la fase de recirculación.

La descarga de la bombas es enviada a los cambiadores de calor de cada tren redundante, pasando posteriormente a las ramas frías o a las ramas calientes dependiendo de la fase del accidente. La descarga de las bombas puede enviarse directamente a la aspiración de las bombas de alta presión.

2.1.5 Funcionamiento y señales de protección

La señal de inyección de seguridad se activa por cualquiera de los siguientes eventos:

- Baja presión en el presionador.
- Baja presión de vapor en alguno de los generadores de vapor.
- Alta presión en el recinto de contención.
- Actuación manual.

El Sistema de Refrigeración de Emergencia actúa en tres fases sucesivas:

Fase de inyección. Es totalmente automática y se inicia por activación de la señal de inyección de seguridad.

En primera instancia las bombas de alta presión aspiran el contenido del depósito de agua de recarga (RWST), que se hace pasar por el depósito de inyección de boro (BIT) y se descarga finalmente en las ramas frías. Para poder efectuar esta operación se aísla la recirculación del BIT.

Cuando la presión desciende lo suficiente, los acumuladores descargan su contenido en las ramas frías.

Si la presión del RCS desciende aún más hasta alcanzar el punto de tarado correspondiente, las bombas del Sistema de Evacuación de Calor Residual (RHRS) aspiran el contenido del RWST y, previo paso por los cambiadores de calor, lo inyectan en las ramas frías.

Fase de recirculación a ramas frías. La señal automática de recirculación a ramas frías se activa por bajo nivel en el RWST. Dicha señal alinea las bombas del RHRS para aspirar el contenido del sumidero de la contención y las aísla del RWST. La acción automática debe ser completada con una acción manual del operador, quien fija asimismo un caudal de agua de componentes esenciales a través de los cambiadores de calor. Las bombas de alta presión continúan aspirando del RWST hasta que el operador las alinea manualmente con las bombas del RHRS.

Fase de recirculación a ramas calientes. Esta fase es iniciada manualmente por el operador transcurridas unas 10 horas desde el inicio del accidente. Para ello se aíslan los colectores de inyección a ramas frías y se abren los colectores de inyección a ramas calientes.

El objeto de esta fase de recirculación es evitar precipitaciones de boro que podrían depositarse sobre las vainas reduciendo su refrigerabilidad.

2.2 Sistema de agua de alimentación auxiliar

2.2.1 Requisitos funcionales y de seguridad

La función del sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AFWS), en cuanto salvaguardia tecnológica, es la protección de la planta ante cualquier accidente que requiera el secundario como sumidero de calor.

Al margen de su condición de salvaguardia tecnológica, el AFWS se utiliza en operación normal durante las fases de arranque y parada, para mantener la planta en los estados de disponible en caliente y con baja potencia nuclear.

El sistema AFWS está dimensionado para extraer el calor almacenado en el RCS y el calor residual generado en el núcleo ante cualquier incidente en el que no esté disponible el agua de alimentación normal (FW).

El AFWS puede desempeñar sus funciones en un rango de presiones que va desde la presión de diseño de los generadores de vapor hasta la presión del secundario que permite la entrada del Sistema de Evacuación del Calor Residual (RHRS). Es capaz de mantener un nivel suficiente en los generadores de vapor de manera que se evite la apertura de las válvulas de seguridad del presionador por una presurización debida a un aumento excesivo de la temperatura del primario.

El volumen del depósito de almacenamiento del AFWS es suficiente para mantener la central en modo disponible en caliente durante 2 horas, tras las cuales se enfría la planta hasta las condiciones que permiten la actuación del RHRS. Aparte del depósito de almacenamiento, el AFWS puede aspirar desde otras fuentes como el depósito de almacenamiento de condensado y el agua de servicios esenciales.

El AFWS se puede operar tanto desde la sala de control como desde el panel de parada remota.

El sistema es de categoría sísmica I y clase de seguridad 2 hasta las válvulas de aislamiento de la contención, y clase de seguridad 3 para el resto de tramos.

2.2.2 Descripción

El sistema AFWS dispone de dos trenes redundantes del 100% de capacidad cada uno. Uno de ellos consta de dos motobombas con alimentación eléctrica independiente, mientras que el segundo dispone de una turbobomba alimentada por el vapor de los generadores de vapor.

El agua de alimentación auxiliar puede tomarse de las siguientes fuentes:

- El depósito de almacenamiento de agua de alimentación auxiliar, que constituye la fuente primaria. Una tubería conecta el depósito con las motobombas, mientras que otra alimenta la turbobomba.
- El sistema de agua de servicios esenciales, que actúa como fuente redundante de la anterior. Cada tren redundante del AFWS puede alimentarse con cada tren redundante del sistema de agua de servicios esenciales.
- El depósito de almacenamiento de condensado, que se considera una fuente de clase no de seguridad.

Cada una de las líneas de vapor principal, proveniente de cada generador de vapor, cuenta con una derivación para alimentar la turbobomba del AFWS. Dichas derivaciones confluyen en un colector común antes de la carcasa de la turbobomba. El vapor de la turbina se descarga directamente a la atmósfera.

2.2.3 Funcionamiento y señales de protección

Las válvulas que aislan la aspiración de las motobombas y la turbobomba del depósito de agua de alimentación auxiliar se abren automáticamente ante cualquiera de las siguientes señales:

- Inyección de seguridad.
- Mínima tensión en barras de salvaguardias.
- Actuación del AMSAC (ATWS Mitigation System Actuation Circuitry).

El arranque de la turbobomba se produce por alguna de estas señales:

- Muy bajo nivel en 2/3 generadores de vapor.
- Mínima tensión en 2/3 barras normales.
- Actuación del AMSAC.

El disparo de la turbobomba se produce por:

- Energización de un solenoide de disparo, lo que a su vez puede deberse a:
 - Actuación manual desde sala de control.
 - Alta contrapresión en el escape de turbina.
- Actuación mecánica del mecanismo de disparo por sobrevelocidad.

El sistema AFWS se utiliza también en operación normal durante el arranque y enfriamiento de la planta.

2.3 Sistema de rociado del recinto de contención

2.3.1 Requisitos funcionales y de seguridad

Las funciones de esta salvaguardia tecnológica son:

- Limitar la presión en el recinto de contención por debajo de la presión de diseño en caso de accidente con pérdida de refrigerante (LOCA).
- Reducir la concentración de radioyodos en el recinto de contención durante un accidente con pérdida de refrigerante, de modo que la dosis al exterior se mantenga por debajo de los límites impuestos por la normativa 10CFR100.

El sistema debe ser capaz de funcionar indefinidamente en las condiciones ambientales provocadas por un LOCA, por lo que los componentes dinámicos se sitúan fuera del recinto de contención.

El sistema está diseñado con dos trenes redundantes del 100% de capacidad cada uno, de manera que se satisfaga el criterio de fallo único activo en la fase de inyección y fallo único pasivo en la fase de recirculación.

El sistema es de clase sísmica I y clase de seguridad nuclear 2, excepto los depósitos de hidróxido sódico y las tuberías de prueba que son de clase 3.

2.3.2 Descripción

El sistema de rociado de la contención está formado por dos trenes redundantes, cada uno de los cuales se compone de:

- Un depósito de sosa (hidróxido sódico).
- Dos eductores.
- Dos bombas de rociado.
- Un cambiador de calor.
- Un colector que comunica con los anillos de rociado que pulverizan agua en la parte superior de la contención.

Las bombas de cada tren puede aspirar desde el depósito de agua de recarga (fase de inyección) o desde los sumideros de la contención (fase de recirculación). La descarga de las bombas de cada tren se une en un colector común que pasa por el lado de los tubos del correspondiente cambiador de calor. El cambiador es refrigerado por el agua de componentes esenciales.

La función de los eductores es añadir el hidróxido sódico en el agua pulverizada en la contención. A su vez, el objeto de añadir tal sustancia es retener los radioyodos en la atmósfera del recinto de contención. El fluido motriz del eductor se toma de la descarga de los cambiadores de calor. El aditivo químico se toma del depósito de hidróxido sódico del tren correspondiente.

La descarga hacia las toberas de rociado se produce a través de una válvula motorizada de aislamiento del recinto de contención.

2.3.3 Funcionamiento y señales de protección

Se distinguen tres fases en la intervención del sistema de rociado de la contención:

Arranque. Esta fase se inicia por la secuencia subsiguiente a la señal de inyección de seguridad. Se arrancan automáticamente las bombas de rociado y se abren las válvulas de recirculación. El sistema funciona recirculando en lazo cerrado el agua del depósito de agua de recarga.

Inyección. Esta fase se inicia cuando se alcanza el punto de tarado de alta presión en el recinto de contención o por actuación manual del operador. En

esta fase se abren las válvulas de descarga a los anillos de rociado, se cierran las válvulas de recirculación y se abren las válvulas de los eductores para que puedan aspirar desde los depósitos de sosa.

Recirculación. Esta fase es iniciada manualmente por el operador, al descender el nivel en el RWST.

Se abren las válvulas de aspiración de las bombas desde los sumideros y se cierran las de aspiración desde el RWST. El agua es refrigerada en su paso por los cambiadores de calor y vertida en la parte superior de la contención a través de los anillos de rociado.

3. Salvaguardias en centrales de agua en ebullición

Se considerará en lo sucesivo una central General Electric BWR/6, con contención MARK-III.

3.1 Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

3.1.1 Funciones

El Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS) está diseñado para cumplir con los siguientes requerimientos:

- Evitar la fractura de las vainas de combustible por fallo del sistema nuclear de generación de vapor, debido a la rotura de cualquier tubería del mismo.
- Proporcionar esta protección mediante al menos dos subsistemas automáticos independientes.
- Permitir las pruebas de todos los subsistemas de refrigeración de emergencia, incluyendo las pruebas en operación normal.
- Proporcionar esta protección por largos períodos de tiempo, de manera que esté garantizada la evacuación del calor residual del núcleo durante al menos 30 días.

3.1.2 Subsistema de aspersión de alta presión (HPCS)

La función de este sistema es despresurizar el sistema nuclear de generación de vapor y aportar agua adicional de refrigeración en caso de un accidente con pérdida de inventario del refrigerante del reactor. Adicionalmente, el HPCS garantiza la integridad de las vainas en caso de descubrimiento del núcleo, al verter agua sobre los elementos combustibles.

El agua se vierte mediante un anillo de aspersión situado en el interior de la vasija de presión, justo por encima de los elementos combustibles. El sistema dispone además de una motobomba y de un generador Diesel, además de las válvulas, tuberías e instrumentación oportunas. Las tuberías están permanentemente llenas de agua para evitar retrasos en la acción de mitigación y golpes de ariete.

La fuente primaria de agua es el depósito de almacenamiento de condensado. En caso de que esta fuente se agote el HPCS aspira desde la piscina de supresión.

3.1.3 Subsistema de aspersión de baja presión (LPCS)

La función de este sistema es evitar daños al combustible en caso de descubrimiento del núcleo por pérdida de inventario de refrigerante de reactor.

El LPCS consta de un anillo de aspersión situado en el interior de la vasija, por encima del nivel del núcleo, además de una motobomba, válvulas, tuberías e instrumentación.

La motobomba del LPCS aspira desde la piscina de supresión como fuente primaria.

El sistema puede alinearse también con el sistema de evacuación del calor residual (RHRS). La elevación de la bomba sobre el nivel mínimo de agua en la piscina de supresión garantiza un NPSH suficiente. El llenado de las tuberías para evitar retrasos y golpes de ariete durante la actuación del LPCS se garantiza mediante una bomba de cebado.

En caso de pérdida de energía eléctrica exterior el LPCS se alimenta del generador Diesel de reserva.

La bomba del LPCS actúa por señal de bajo-bajo nivel en la vasija del reactor o alta presión en el pozo seco. Ambas señales se determinan mediante una lógica uno de dos, dos veces. La válvula motorizada situada en la descarga se abre automáticamente por señal de arranque de la bomba y por un permisivo de presión diferencial en la válvula.

Puesto que el agua introducida en la vasija alcanza fluye hacia el pozo seco y la piscina de supresión, desde donde aspira la bomba del LPCS, se establece un lazo de recirculación.

3.1.4 Sistema de inyección a baja presión (LPCI)

La función de este sistema es mantener el nivel de líquido en la vasija tras la despresurización resultante de un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA).

Los componentes de este sistema son parte integrante del sistema de evacuación del calor residual (RHRS). El sistema dispone de dos trenes. Uno de ellos se compone de dos de las tres bombas del RHRS. El segundo tren está formado por la tercera bomba más una de las bombas del LPCS.

El sistema aspira de la piscina de supresión para enviar el agua a los cambiadores de calor del RHRS y de ahí a la vasija del reactor. Las bombas inyectan pleno caudal cuando la diferencia de presión entre la vasija y la contención se aproxima a los 138 KPa.

3.1.5 Sistema de despresurización automática

La función de este subsistema del ECCS es despresurizar la vasija, mediante la apertura de unas válvulas que comunican con la piscina de supresión, para permitir la actuación de los sistemas de aspersión e inyección del núcleo a baja presión (LPCS y LPCI).

La señal de despresurización automática se activa por bajo nivel en la vasija del reactor coincidente con alta presión en el pozo seco. El sistema actúa de manera efectiva con un retraso de 2 minutos tras recibirse las señales

coincidentes anteriores, lo que permite al operador anular la señal si se advierte que se ha activado por un error en el sistema de protección.

El sistema de despresurización automática (ADS) puede ser activado también manualmente por el operador.

3.1.6 Sistema de refrigeración de componentes de emergencia

Se trata de un sistema requerido para parar la planta tanto en condiciones normales de operación como en emergencia.

Ante un suceso de pérdida de energía eléctrica exterior, el sistema aporta la ventilación necesaria para los sistemas de aspersión del núcleo de alta y baja presión, el sistema de evacuación del calor residual y el sistema de refrigeración del núcleo aislado (RCIC).

Ante el fallo simple de cualquier componente, el sistema atiende al menos a dos de las bombas de RHRS o una bomba del RHRS y la bomba del LPCS, la bomba del HPCS y cualquier otro sistema de refrigeración del núcleo que se encuentre en espera.

3.2 Sistema de refrigeración del recinto de contención

Es una parte integral del sistema de evacuación del calor residual (RHRS). Su misión es refrigerar el agua de la piscina de supresión en caso de accidente con pérdida de refrigeración y aliviar la sobrepresión subsiguiente.

Las bombas del RHRS, de uno o de ambos trenes redundante, aspiran desde la piscina de supresión para refrigerar su contenido en los cambiadores de calor. El fluido refrigerado es descargado en la atmósfera de la contención secundaria, en su parte superior, mediante unos rociadores.

3.3 Sistema de reserva de tratamiento de gases

La misión de este sistema es controlar la concentración de radioyodos en el recinto de contención. Cuenta para ello con dos ventiladores de descarga redundantes y de dos trenes de filtrado, con una eficiencia del 99 %.

El sistema de reserva de tratamiento de gases (SGTS) actúa en los siguientes supuestos:

- Accidente con pérdida de refrigerante (LOCA). En este caso se mantiene la presión negativa en el volumen del anillo del edificio de blindaje, edificio de combustible, y zonas de contención secundaria del edificio auxiliar extrayendo aire de dichas zonas. El sistema también es capaz de eliminar las cargas térmicas transitorias en las áreas mencionadas.
- Alta actividad en la extracción del edificio de combustible. Se aísla el sistema de ventilación del edificio de combustible y la presión negativa en el edificio se mantiene de la misma manera que en el caso de accidente de pérdida de refrigerante.
- Alta actividad en la extracción del edificio auxiliar. Se aísla el sistema de ventilación del edificio auxiliar y la presión negativa en el edificio se mantiene de la misma manera que en el caso de accidente de pérdida de

refrigerante. Para evitar condiciones de bajo caudal, el SGTS puede adicionalmente succionar desde el edificio de combustible.

- Alta actividad en la extracción del anillo. Se aísla el sistema de extracción y se mantiene la presión negativa en el anillo mediante el SGTS.
- Alta actividad en contención. Si se detecta alta actividad en la contención primaria el SGTS inicia la aspiración desde el edificio de combustible.

4. Salvaguardias en centrales de agua a presión KWU

Aunque los fundamentos tecnológicos de las centrales de agua a presión Westinghouse y KWU son muy similares, presentan algunas diferencias en los sistemas de salvaguardias.

4.1 Sistema de refrigeración de emergencia y de evacuación del calor residual

El sistema de evacuación del calor residual no está considerado como una salvaguardia en centrales Westinghouse. En centrales KWU se considera como salvaguardia ya que asume funciones de refrigeración de emergencia. Esto es así ya que tanto en condiciones de operación normal como en condiciones accidentales, el principal problema a resolver es la extracción del calor residual del núcleo.

El sistema, denominado abreviadamente TH, se compone de

- Un tren independiente asociado a cada uno de los lazos de refrigeración del reactor.
- Un tren de reserva conectado con los anteriores.
- Un tren independiente denominado tercer lazo de refrigeración de la piscina de combustible gastado.

Uno de los tres trenes asociados a los lazos de refrigeración consta de los siguientes componentes:

- Circuito de inyección de seguridad de alta presión, cuyas funciones en caso de LOCA son análogas a las de las centrales Westinghouse. La aspiración tiene lugar desde los depósitos de almacenamiento de agua borada.
- Acumuladores, que descargan su contenido en caso de LOCA tanto en la rama caliente como en la fría.
- Circuito de inyección de seguridad de baja presión. Al igual que el circuito de alta presión, aspira desde los depósitos de almacenamiento de agua borada. Tiene además la posibilidad de recircular el agua de los sumideros de la contención.
- Circuito de evacuación del calor residual. Aspira de la rama caliente del lazo y la devuelve a la rama fría previo enfriamiento en los cambiadores de calor.

Los dos trenes asociados a los lazos restantes son similares al descrito anteriormente, con las siguientes diferencias en el circuito de inyección de seguridad de baja presión:

- La bomba de inyección de seguridad de baja presión puede aspirar desde la piscina de combustible gastado y descargar nuevamente en ella tras refrigerar el fluido en los cambiadores de calor.
- La bomba de inyección de seguridad de baja presión está en paralelo con una bomba de refrigeración de la piscina de combustible gastado.

El tren de reserva cuenta tan sólo con las bombas de inyección de alta y baja presión y los depósitos de almacenamiento de agua borada.

El tren denominado tercer lazo de refrigeración de la piscina de combustible gastado cuenta con una bomba, con aspiración y refrigeración en la piscina, y con un cambiador de calor.

El sistema TH debe satisfacer las siguientes funciones:

1. Extracción del calor residual durante las paradas en operación normal.
2. Llenado y vaciado de las cavidades del reactor y de la piscina de combustible, bombeando agua desde o hacia los depósitos de almacenamiento de agua borada mediante las bombas de evacuación del calor residual.
3. Refrigeración de la piscina de combustible gastado.
4. Protección frente a accidentes con pérdida de refrigerante. En este caso se activan los subsistemas siguientes:
 - Inyección de alta presión. Las bombas inyectan en rama fría o caliente, dependiendo de que la rotura haya tenido lugar respectivamente en la rama caliente o la fría. Si la rotura no es lo suficientemente grande como para que actúe la inyección de baja presión, y se alcanza bajo nivel en los depósitos de almacenamiento de agua borada, existe la posibilidad de recircular el agua de los sumideros de la contención.
 - Inyección por acumuladores. Se descarga tanto en las ramas frías como en las calientes.
 - Inyección de baja presión. La aspiración toma de los depósitos de almacenamiento de agua borada. La descarga se produce en ramas frías y calientes.
 - Recirculación de los sumideros. Al igual que en centrales Westinghouse, se cambia a este modo al alcanzarse bajo nivel en los depósitos de almacenamiento de agua borada. El agua es refrigerada por los cambiadores de calor de evacuación del calor residual.
 - Refrigeración de la piscina de combustible. Durante un accidente con pérdida de refrigerante, la piscina de combustible gastado se queda sin refrigeración. El tercer tren de refrigeración de la piscina se encarga de proporcionar la refrigeración requerida.
5. Protección frente a sucesos externos.

4.2 Sistema de agua de alimentación de emergencia

Este sistema, denominado abreviadamente RS, tiene como función garantizar el suministro de agua a los generadores de vapor en aquellas condiciones en que sea necesario el secundario para evacuar el calor residual

del núcleo, y no se encuentre disponible el sistema de agua de alimentación normal.

El sistema RS consta de un tren redundante por cada uno de los generadores de vapor, más un tren de reserva conectado con los anteriores.

Cada tren consta de:

- Una piscina de agua desmineralizada.
- Una bomba de agua de alimentación de emergencia.
- Un circuito de refrigeración.

Las piscinas están conectadas entre sí por una línea común de llenado, de manera que si la piscina de un tren queda inoperable pueda aspirar de las piscinas de los trenes restantes. No obstante, durante la operación normal los trenes están separados entre sí para garantizar la independencia de los trenes.

La bomba de agua de alimentación de emergencia es alimentada por un generador Diesel.

Cada circuito de refrigeración de cada uno de los trenes redundantes se compone de los siguientes elementos:

- Una bomba de circulación.
- Dos refrigeradores de ventilación.
- Un enfriador de aceite.
- Dos refrigeradores del generador Diesel.

Referencias

[1] Westinghouse Electric Corp. Descripción del sistema nuclear de generación de vapor Westinghouse.

[2] General Electric Nuclear Energy. BWR/6. General Description of a Boiling Water Reactor.

[3] Estudios de Seguridad de centrales nucleares españolas.