

RADIATIVIDAD EN UNA CENTRAL NUCLEAR, RESIDUOS RADIATIVOS Y EFLUENTES LIQUIDOS Y GASEOSOS

Productos de fisión y de activación

Una central nuclear en funcionamiento emite al ambiente cierta cantidad de sustancias radiactivas en forma de gas, de aerosoles y de líquidos. La naturaleza y la cantidad de estas emisiones varía con el tipo del reactor considerado y estas emisiones son controladas y autorizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear.

La presencia de elementos radiactivos en las emisiones de una central proviene de la contaminación del circuito de refrigeración. Esta contaminación puede deberse a la fuga de materiales radiactivos del combustible por rotura de las vainas, su difusión a través de la vaina o a la formación de nuevos elementos, productos de activación o de corrosión.

El paso de las sustancias radiactivas desde el circuito de refrigeración al exterior del reactor se produce a causa de la necesidad de purificar o renovar el refrigerante, o por fugas incontroladas

Los problemas más importantes están relacionados con la formación de productos de fisión, de plutonio y de trasuránidos en el seno del combustible durante su estancia en el reactor, así como la formación de productos de activación por la acción de los neutrones sobre los materiales estructurales del reactor:

– El plutonio y otros elementos transuránidos se forman por capturas a partir del Uranio-238:

Plutonio 239, 240, 241, 242

Americio 241, 243

Curio 242, 244

Estos elementos que quedan en el combustible irradiado son esencialmente emisores de radiación alfa y tienen periodos de semidesintegración muy grandes

– Los productos de fisión son de naturaleza muy variable, son esencialmente emisores beta y gamma, con periodos de semidesintegración muy diferentes. Los principales son los siguientes.

<u>Radionucleido</u>	<u>Período de semidesintegración</u>
H-3	12 años
Kr-85	10,7 años
Sr-90	28 años
Zr-95	65 días
Ru-106	1 año

I-129	$1,6 \times 10^7$ años
I-131	8 días
Xe-133	5,2 días
Cs-137	30 años
Ce-144	285 días
Pm-147	2,6 años

– Los productos de activación provienen de la acción de los neutrones, en primer lugar sobre ciertos constituyentes del material de la vaina (acero inoxidable, magnesio, aluminio y zircaloy), en segundo lugar sobre el refrigerante y las impurezas que él contiene y en tercer lugar sobre el moderador y los diversos elementos constituyentes del reactor. Una parte de estos productos de activación quedan en los elementos estructurales del reactor hasta que sean sustituidos o hasta que el reactor sea demolido y la otra parte pasa a los residuos o a las emisiones. Los principales radioisótopos originados de este modo son los siguientes:

Radionucleido	Período de semidesintegración
H-3 (a partir de Li-6)	12 años
Ar-41 (a partir de Ar-40)	1,8 horas
Mn-54 (a partir de Fe-54)	300 días
Fe-55 (a partir de Fe-54)	2,9 años
Co-60 (a partir de Co-59)	5,2 años
Cu-64 (a partir de Cu-63)	12,8 horas
Ni-65 (a partir de Ni-64)	2,6 horas
Cr-51 (a partir de Cr-50)	27 días
Zr-95 (a partir de Zr-94)	65 días

Sistema de tratamiento de residuos radiactivos

El tratamiento de los residuos radiactivos tiene como objetivo reducir el volumen de los mismos y acondicionarlos en una forma apta para su almacenamiento o emisión controlada al exterior

Tratamiento de residuos gaseosos

Es preciso distinguir por una parte los productos radiactivos que se presentan en forma gaseosa (Yodo y gases nobles, principalmente) y por otra el aire procedente de orígenes diversos que contiene cierta cantidad de polvos radiactivos en suspensión en forma de aerosoles.

La extracción de estos aerosoles se obtiene mediante filtración

La retención de los radionucleidos en forma gaseosa se efectúa por adsorción, extracción o difusión. El yodo, por ejemplo, se adsorbe sobre carbón activo u otra materia porosa impregnada de sales de plata, mientras que el Kriptón (gas noble) puede extraerse a baja temperatura por el Freón-12 (este procedimiento no se utiliza industrialmente). El Xenón se hace pasar por carbón activo refrigerado con nitrógeno líquido para su retención.

Tratamiento de líquidos

Se utilizan tres métodos fundamentalmente, la coprecipitación, el intercambiador de iones y la evaporación, con lo que finalmente se obtiene un residuo sólido.

- La coprecipitación se aplica para líquidos con grandes cantidades de sales en suspensión. El precipitado formado se trata como residuo sólido.
- La evaporación permite obtener factores de descontaminación mayores que los de la coprecipitación pero a un coste mayor.
- El intercambio de iones es una técnica basada en la propiedad que tienen ciertas resinas artificiales de fijar unos iones y eluir otros en la solución. A su vez los intercambiadores de iones se "regeneran" mediante ácidos o bases. Con esta técnica se consiguen altas tasas de descontaminación.

Estos tratamientos conducen a un residuo (lodos de filtración, concentrados de evaporación, etc.) en el que está concentrada la radiactividad del efluente. Este residuo debe transformarse en sustancias sólidas que ofrezcan la máxima resistencia a la acción de los agentes naturales tales como las aguas subterráneas, agua del mar, etc.

Estos lodos o concentrados se mezclan con agregados y cemento para ser embidonados.

Tratamiento de residuos sólidos

En los reactores nucleares, además de los combustibles irradiados, los residuos sólidos están constituidos por las resinas y los filtros utilizados en el tratamiento del agua del circuito primario, por las piezas no reutilizables o no descontaminables que provienen de los mantenimientos o reparaciones, y por los residuos del tratamiento de los efluentes líquidos.

Los residuos necesitan una selección previa siguiendo varios criterios: baja y media actividad, residuos sólidos comprensibles o no, combustibles o incombustibles, etc.

Los métodos más utilizados son la compresión y la incineración. Este último posee problemas de depuración de los gases y de corrosión. Los residuos comprimidos y las cenizas de incineración son posteriormente embidonados.

Sistema de vigilancia de la radiactividad

Tipos de sistemas

El sistema de vigilancia de la radiactividad tiene como objetivo fundamental

comprobar que los niveles de radiactividad coinciden con los previstos en el proyecto, que en todo caso han de encontrarse dentro de los niveles tolerados. La superación de tales valores será una clara indicación de una circunstancia accidental, que puede ser corregida, automática o manualmente, previa la correspondiente alarma.

El sistema de vigilancia de una central nuclear puede ser dividido en tres subsistemas:

- *Subsistema de vigilancia de procesos.*
- *Subsistema de vigilancia de áreas.*
- *Subsistema de vigilancia ambiental.*

El primero tiene como objetivo el control del funcionamiento de la central, el segundo la protección del personal laboral de la misma y el tercero la protección del público. Todos dan una señal automática que permite tomar las medidas oportunas al equipo de la Instalación.

Tales medidas van desde la interrupción del funcionamiento de parte o toda la planta, a, en el caso más grave, la evacuación parcial o total de la misma.

SEGURIDAD DE UNA CENTRAL NUCLEAR

La seguridad de una instalación es su aptitud para no producir daños al medio ambiente, al personal de la explotación o a la población.

En términos probabilísticos, se define seguridad como la probabilidad de que no se produzca ningún accidente, que ponga la salud de los trabajadores o de la población en peligro, durante el tiempo de funcionamiento de la instalación

La seguridad del reactor y de la central reposa en primer lugar sobre las propiedades físicas del combustible, rodeado o no de un moderador y un refrigerante. A lo largo del funcionamiento de la central, el combustible se empobrece en materia fisil (p. ej. U-235) y se enriquece en nuevos núcleos pesados (p. ej. Pu) y en productos de fisión, la mayoría sólidos y algunos gaseosos. Estos productos de fisión son muy peligrosos y en ningún caso deben escapar al ambiente

El combustible utilizado deberá mantener su integridad, que constituye una barrera para los productos de fisión, en un cierto intervalo de condiciones físicas, especialmente de temperatura.

Además del combustible, y para impedir y controlar la migración de los productos radiactivos, el sistema, basándose en el llamado principio de "defensa a ultranza", dispone de "múltiples barreras" que son:

- *La primera barrera.* Es la vaina que rodea al combustible. Es un estuche metálico estanco. Retiene los productos de fisión y los núcleos pesados producidos en el combustible durante el funcionamiento del reactor. La vaina evita un contacto directo entre el refrigerante y el combustible. Esta barrera

funciona a temperaturas elevadas y está sometida a fuertes presiones debidas a la presencia de los productos de fisión gaseosos.

- *La segunda barrera.* Es la barrera de presión constituida por el contorno del circuito primario que contiene el refrigerante. Según su naturaleza, este refrigerante puede activarse o no, al pasar por el núcleo. Por otra parte, puede contener productos de fisión y fragmentos de combustible en caso de fuga o ruptura de la vaina. Por esta razón, es necesario que este circuito sea cerrado para impedir todo contacto físico entre el refrigerante y el exterior.

- *La tercera barrera.* Es el recinto de contención. Está generalmente constituida por un recinto estanco de hormigón. Puede asegurar una protección contra la radiación del núcleo y contener toda fuga del primario.

Hay que señalar que para los reactores de grafito-gas, el cajón hermético constituye la segunda y la tercera barrera; para los reactores BWR, la tercera barrera no encierra el circuito primario en su conjunto ya que éste atraviesa el recinto de contención para ir a la turbina.

El análisis de seguridad impuesto por los organismos de control consiste en primer lugar en asegurar la validez de cada una de las barreras y su funcionamiento correcto en condiciones normales de operación y en caso de accidente. Para ello, es necesario protegerlas y vigilarlas constantemente. A tal fin, se establecen dos nuevos niveles de seguridad, uno técnico y otro administrativo.

El nivel técnico está constituido por elementos de protección y control que vigilan constantemente la evolución de los distintos parámetros de la instalación, y los corrigen automáticamente, sin permitir que se alcancen los valores que podrían poner en peligro la integridad de las barreras de contención.

El nivel administrativo está constituido por un cuerpo de requisitos técnicos, normas, códigos y reglamentos que imponen las distintas escalas jerárquicas a fin de garantizar, hasta límites razonables, que todos los aspectos técnicos y de explotación de la central se han considerado y se están poniendo en práctica de forma adecuada.

Estos tres niveles de seguridad revelan la redundancia y precauciones que se toman y que constituye la expresión más genérica de la aplicación del concepto de seguridad a ultranza, es decir, seguridad por encima de todo.

La seguridad nuclear en los reactores PWR y BWR

El sistema de defensa de este tipo de reactores se caracteriza por la existencia de tres barreras ya citadas:

- La vaina.
- El circuito primario.
- El recinto de contención.

Accidentes

Los accidentes que se pueden producir son de diferentes órdenes de gravedad. La primera categoría es la de los accidentes de funcionamiento que

pueden interrumpir (incluso durante largo tiempo) la marcha del reactor, sin causar daños ni a los trabajadores, ni a la población.

La segunda categoría se refiere a los accidentes que pueden inducir la ruptura de una o varias barreras y, como consecuencia, la liberación de materiales radiactivos.

Uno de los objetivos principales de los estudios de seguridad es, en este caso, asegurar la integridad de las barreras antes citadas.

En caso de accidente, la integridad de la mayoría o totalidad de las vainas y del circuito primario dependen fundamentalmente de que aseguremos la refrigeración del combustible. Los accidentes considerados como capaces de degradar esta refrigeración son los llamados accidentes de pérdida de refrigerante y accidentes de pérdida de presión

– Accidentes de pérdida de refrigerante

La pérdida del refrigerante puede tener varios orígenes:

- * Taponamiento de uno o varios subcanales
- * Disminución o cese del caudal de refrigerante
- * Pérdida de refrigerante por ruptura del circuito primario.

El taponamiento puede ser provocado por depósitos (de corrosión por ejemplo), por deformaciones de los elementos combustibles o por cuerpos extraños.

La disminución o cese del caudal de refrigeración puede provenir de la parada de una o varias bombas del circuito primario. La consecuencia sería un aumento rápido de la temperatura de la vaina

La pérdida del agua de refrigeración por ruptura del circuito primario es un accidente mucho más grave que necesita dispositivos de refrigeración de seguridad para limitar el deterioro de la vaina y evitar la fusión del núcleo

– Accidentes de pérdida de presión

Pueden producirse a causa de:

- * La ruptura de la vasija, de una tubería de entrada o de una tubería de salida del primario
- * La ruptura de una tubería de uno de los circuitos conectados al primario.
- * Fallo de uno o varios elementos del conjunto del sistema de refrigeración.

La ruptura de la vasija puede ser consecuencia de causas externas tales como un sabotaje, un seísmo, impactos externos o una acumulación de errores humanos graves. Entre las causas relacionadas con la concepción, construcción y explotación de la instalación están un defecto de fabricación, un defecto menor que evoluciona durante el funcionamiento por erosión, corrosión, vibraciones o el empleo de materiales demasiado frágiles frente a la irradiación de neutrones

– EL LOCA

La ruptura del circuito primario conduce a la pérdida de refrigerante, lo que tiene como consecuencia un aumento de la temperatura de las vainas y del combustible a causa del calor residual debido a la radiactividad del combustible. Un accidente de este tipo, LOCA (Loss of Coolant Accident), necesita dispositivos de refrigeración de seguridad que deben inundar el núcleo suficientemente pronto para limitar el deterioro de las vainas.

La seguridad nuclear en los reactores de uranio natural, grafito-gas

Características intrínsecas de seguridad

El sistema de seguridad implica la existencia de dos barreras de protección entre el combustible radiactivo y el exterior: la vaina del combustible y el límite del circuito primario.

El gran tamaño de los núcleos de estos reactores favorece la seguridad por la inercia térmica de la gran masa de grafito y por la gran dispersión de la materia fisible. Los sistemas más recientes (Vandellós I) son del tipo INTEGRADO, es decir, que el núcleo y los intercambiadores del calor están situados juntos en el "cajón" (de hormigón pretensado). La concepción "integrado" aumenta la seguridad

La baja presión de trabajo del refrigerante gaseoso es también una característica que favorece la seguridad, sin embargo, la vulnerabilidad del combustible metálico es muy grande y un accidente sin repercusiones en el exterior puede hacer el reactor inutilizable durante varios meses o definitivamente.

El gran tamaño de los núcleos implica inestabilidades espaciales de potencia, lo que se resuelve con el empleo de numerosas barras de control.

Los accidentes

– Accidente de pérdida de presión

Este es el accidente de referencia y puede producirse por varias causas:

- * La ruptura de una tubería principal (diámetro de 40 cm). En este caso la pérdida de presión es lenta debido principalmente a la acción de los restrictores de caudal en las canalizaciones de CO₂. Se estima que en el reactor, si han actuado las barras de control de parada, lo que aquí se considera siempre posible dado su gran número, la refrigeración estará asegurada.

- * Pérdida de presión de un canal por pérdida del tapón superior. En este caso, si el flujo de gas va de abajo hacia arriba, algunos de los cartuchos pueden salir y prenderse fuego con el correspondiente riesgo de fusión y oxidación del uranio, sobre todo si los cartuchos atraviesan el cajón. Por ello, en estas centrales se ha dispuesto un doble tapón superior.

– Accidente por falta de refrigeración

- * La pérdida total de impulsión del gas se considera como altamente improbable, siempre que se tomen todas las precauciones. Pero estudiando las

posibles consecuencias se pueden tomar las medidas correctoras adecuadas para evitar la fusión del combustible que puede producirse al cabo de cinco minutos, si esto llegara a ocurrir.

* Otro elemento importante para producir una pérdida de refrigeración puede ser el fallo del Dispositivo Principal de Manutención (DPM). Esta máquina de carga y descarga opera con el reactor en marcha o en parada. Su control es completamente automático. Pero está previsto su control manual de emergencia en caso de fallo del automatismo. El canal en el que se está realizando la manutención debe ser refrigerado por el CO₂ del propio reactor y el que se impulsa desde la máquina de manutención (DPM).

Las salvaguardias tecnológicas

El nombre de salvaguardias tecnológicas engloba una serie de sistemas que tienen como misión llevar a la central a una situación segura en caso de accidentes, en los que pueden resultar dañados los elementos combustibles del núcleo.

Asimismo, evitan la degradación de las barreras que están diseñadas para contener los productos radiactivos que resultan del proceso de fisión y minimizan o impiden el escape de dichos productos al medio ambiente.

Salvaguardias de la refrigeración de emergencia

Estas salvaguardias se diseñan e instalan para hacer frente a los accidentes con pérdida de refrigerante, de modo que no se produzca la rotura catastrófica de la primera barrera de contención, la vaina del combustible. Su concepción ha de basarse en uno de los accidentes base de proyecto. En el caso particular de la familia de los reactores de agua ligera se hace la hipótesis de que se rompe la tubería del sistema de refrigeración del núcleo en el lugar donde puede causar más daño, como se indica en la figura 19. No se considera por demasiado improbable la rotura catastrófica de la propia vasija del reactor, que traería consecuencias peores, de modo que las salvaguardias de refrigeración actuales no podrían hacer frente a tal suceso. Dada su misión, el conjunto de sistemas que constituyen las salvaguardias de refrigeración recibe el nombre de sistema de refrigeración de emergencia.

Una vez postulada la rotura, instantánea, tipo guillotina, en el lugar definido, el sistema se despresuriza rápidamente, como se indica en la figura 19. Al principio, el núcleo del reactor se enfría a causa del mayor caudal de refrigerante a su través, pero posteriormente, cuando el inventario de refrigerantes es pequeño, empieza un período de calentamiento del combustible que de no atajarse traería como consecuencia la fusión del núcleo. Antes de terminar la descarga del fluido original ha de comenzar la inyección del fluido de emergencia capaz de extraer el calor residual.

– Reactores de agua a presión

En los reactores de agua a presión el sistema de refrigeración de emergencia,

que se indica esquemáticamente en la figura 20, se subdivide en los tres subsistemas siguientes:

Subsistema de inyección por acumuladores.

Subsistema de inyección a alta presión.

Subsistema de inyección a baja presión.

El subsistema de inyección por acumuladores consta de una serie de tanques a presión conectados con los lazos de refrigeración del reactor mediante válvulas que se abren automáticamente en cuanto la presión del refrigerante disminuye por debajo de un cierto valor preestablecido. El hecho de que se trate de un sistema pasivo, garantiza, mejor que en el caso de la inyección mediante bombas, la entrada de agua en el circuito en el momento oportuno, de modo que se prevé que sea el primero en actuar.

El subsistema de inyección a alta presión, que es el siguiente en actuar, consta de varias bombas con elevada presión de descarga, una de las cuales es suficiente para llevar a cabo la misión encomendada. Dichas bombas toman agua de un tanque de elevada capacidad. Dichas bombas inyectan el agua en el sistema primario, arrastrando previamente ácido bórico para evitar que el reactor se haga crítico por entrada de agua fría. De esta forma, el agua que descarga en la tubería rota se pierde a través de la rotura, el que llega a través de los otros lazos de refrigeración penetra en el núcleo y evita o mitiga la elevación de temperatura.

Finalmente, el subsistema de inyección a baja presión consta, por lo general, de bombas centrífugas de baja presión de descarga, una de las cuales es suficiente para realizar la misión encomendada. En caso de actuación, toman agua 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. También se habrá acumulado allí el agua descargada por los acumuladores y por el sistema de inyección a alta presión. Estas bombas devuelven el agua a cada uno de los lazos de recirculación, haciéndola pasar previamente a través de intercambiadores de calor que la refrigeran. De esta manera queda garantizada la extracción del calor residual.

– Reactores de agua en ebullición

En el caso de los reactores de agua en ebullición los sistemas son análogos

En la figura 21, se representa de forma esquemática el sistema normalmente utilizado, cuyos subsistemas, por orden cronológico de actuación prevista, son:

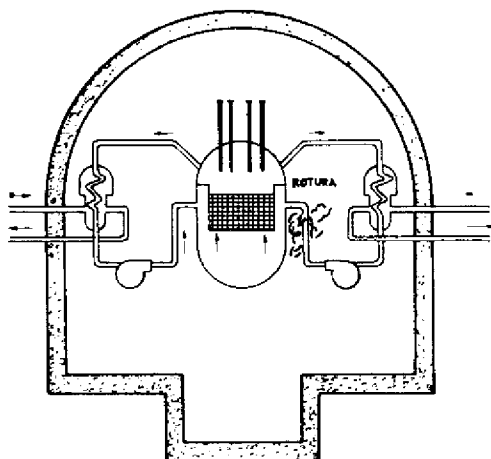
- * Subsistema de aspersión del núcleo a alta presión.
- * Subsistema de descompresión automática del reactor.
- * Subsistema de aspersión del núcleo a baja presión.
- * Subsistema de inyección de refrigerante a baja presión.

El subsistema de aspersión del núcleo a alta presión consiste en un dispositi-

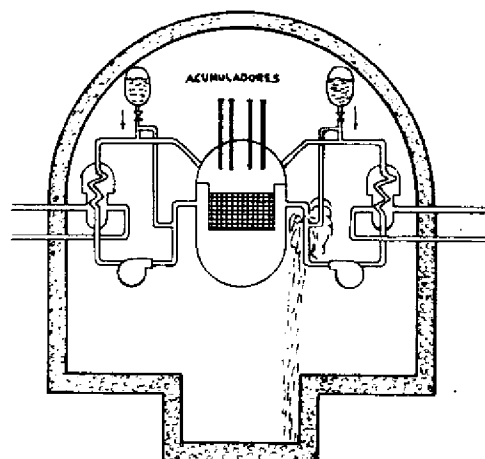
EL ACCIDENTE DE PERDIDA DE REFRIGERANTE
EN UN REACTOR DE AGUA A PRESION
(LOCA)

ACCIDENTE BASE DE DISEÑO

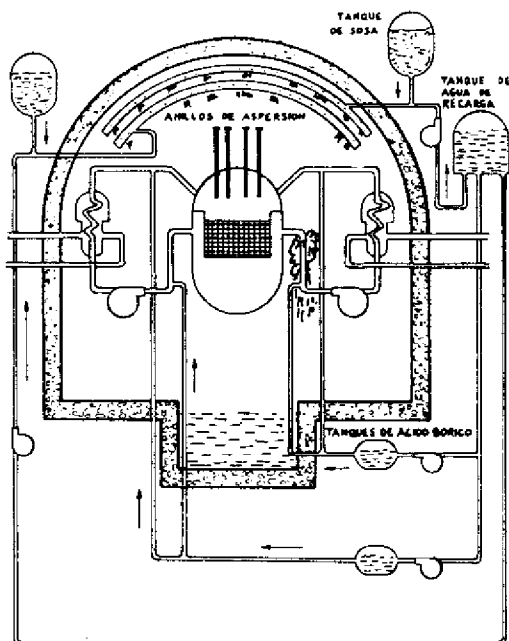
ETAPA 1 Suceso inicial (rotura en
guillotina)



ETAPA 2 Descarga de acumuladores
(sistema pasivo)



ETAPA 3 Sistemas de inyección de
emergencia (sistemas activos)



ETAPA 4 Extracción del calor residual

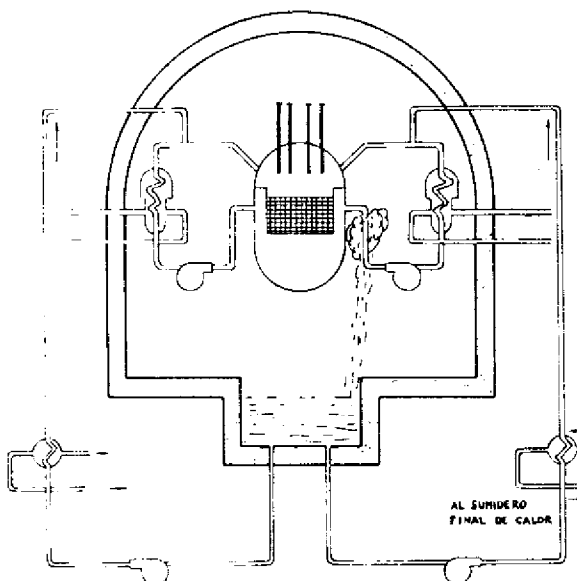


FIG. 19.

vo de duchas servido por una bomba de alta presión que aspira del depósito de almacenamiento de condensado o de la piscina de supresión

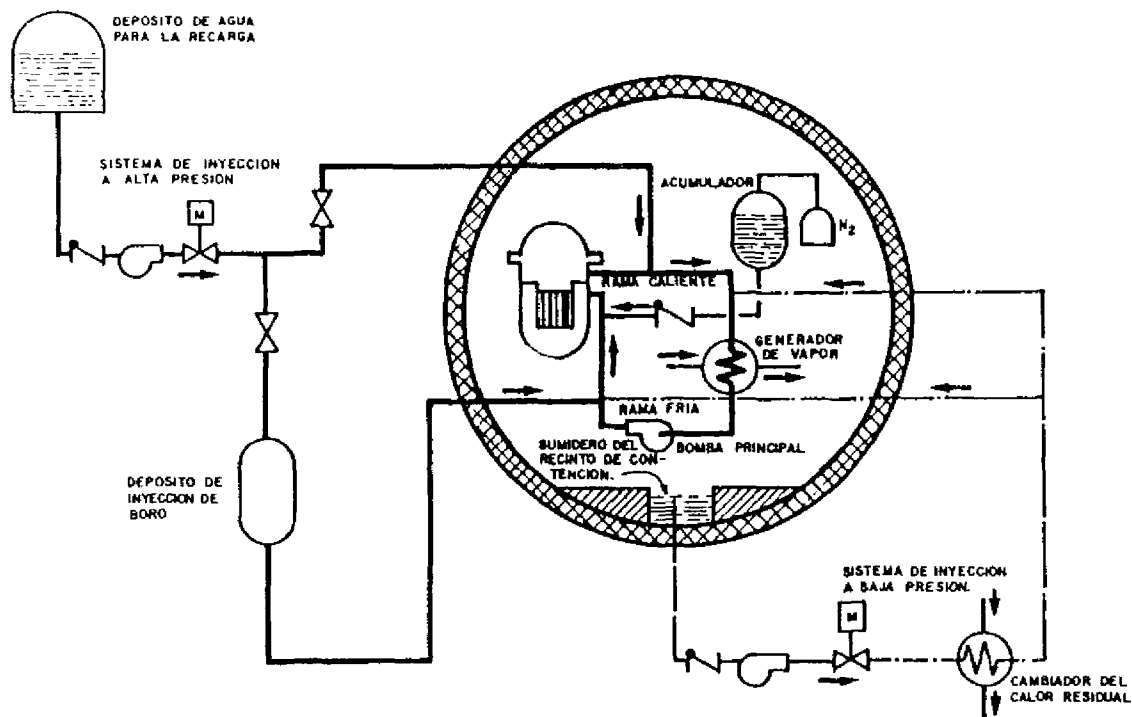
El subsistema de descompresión automática del reactor actúa cuando los sistemas de refrigeración de alta presión no son capaces de mantener el nivel de agua adecuado en el núcleo. Conduce el vapor de la vasija a la piscina de supresión, permitiendo actuar a los sistemas de baja presión.

El subsistema de aspersión del núcleo a baja presión, consta de una tubería con toberas para el rociado del agua de refrigeración; esta tubería está servida por una bomba que aspira de la piscina de supresión.

El subsistema de inyección de refrigerante a baja presión utiliza las bombas centrífugas del sistema de evacuación del calor residual, así como sus cambiadores de calor. Establece, pues, un circuito cerrado que permite la evacuación del calor en los mencionados cambiadores.

Salvaguardias de la contención

Las salvaguardias de la contención tienen como misión fundamental la de proteger la integridad y hermeticidad de la tercera barrera de contención, aun en el caso de que se hayan roto las dos barreras precedentes. Como en los casos anteriores, las soluciones utilizadas dependen del tipo de reactor, si bien dentro de un mismo tipo puede haber diferencias apreciables de acuerdo con los criterios del proyectista.



SISTEMA INTEGRADO DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA DEL NÚCLEO DE UN REACTOR DE AGUA A PRESIÓN.

FIGURA 20.

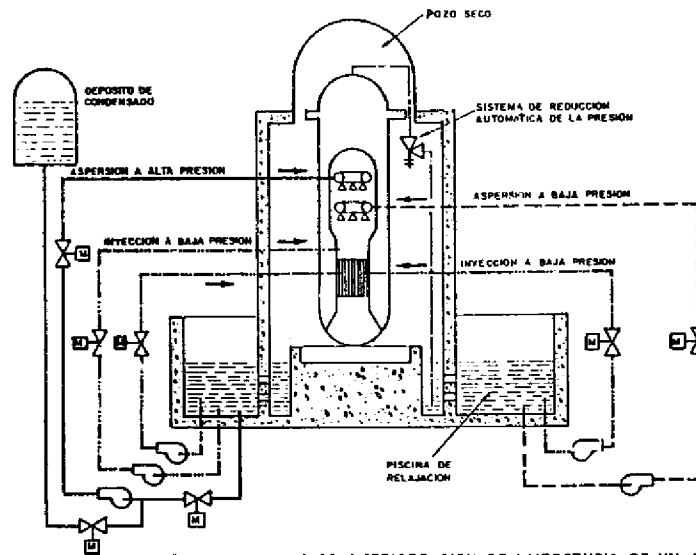


FIGURA 21.

SISTEMA INTEGRADO DE REFRIGERACION DE EMERGENCIA DE UN REACTOR DE AGUA EN EBULLICION MODELO BWR6

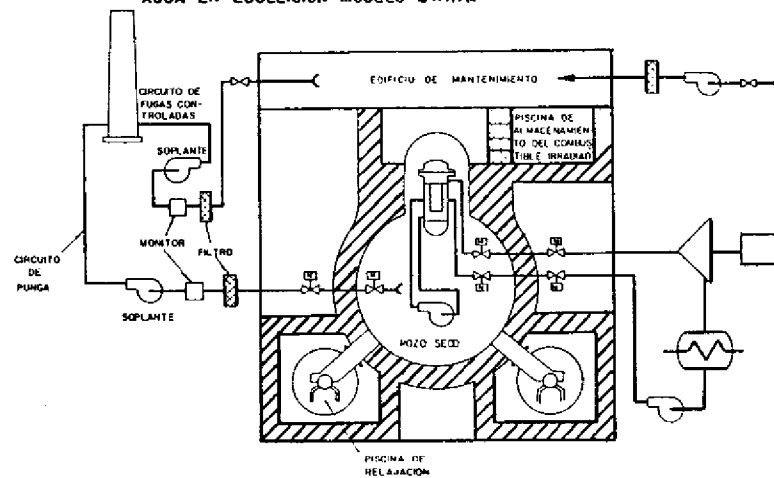


FIGURA 22.

REACTOR DE AGUA EN EBULLICION EN SISTEMA DE RELAJACION DE LA PRESION

SISTEMA DE DEPURACION POR VENTILACION

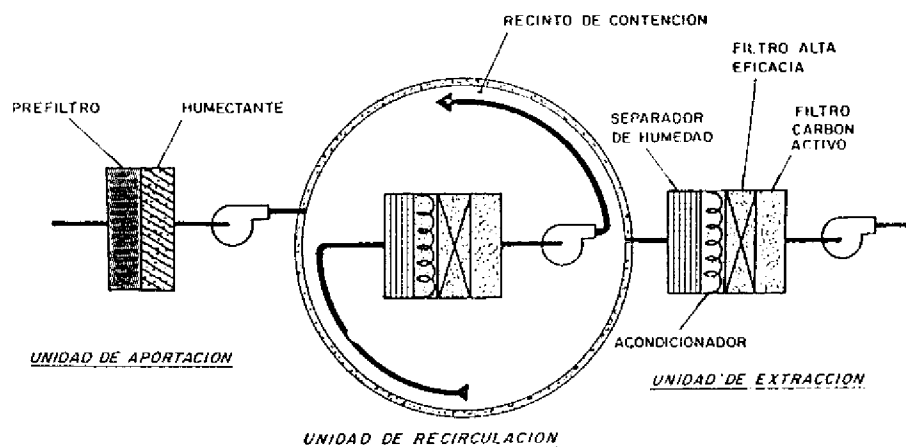


FIGURA 23.

En los reactores de la familia de agua ligera el accidente base de diseño para este tipo de salvaguardias es también el accidente con pérdida de refrigerante por rotura súbita del lazo de recirculación. Cuando esto tiene lugar pasan al recinto de contención la masa de refrigerante, que se habrá vaporizado, así como la energía en él contenida, salvo la necesaria para la evaporación, aumentando así la presión y la temperatura.

Aparte de lo anterior, pasarán también a dicha atmósfera el hidrógeno generado en las posibles reacciones metal-agua o en la radiolisis del agua, así como otros gases no condensables que se pudieran desprender.

Se trata, por tanto, de reducir la presión y la temperatura del recinto, así como la de controlar el contenido en hidrógeno, previniendo explosiones o deflagraciones que provocarían ondas de presión y más acumulación de energía.

Para reducir drásticamente la presión, en el caso de los reactores de la familia de agua ligera, se comprende que resultará muy eficaz condensar el vapor. A tal fin, se establece una aspersión de agua fría, que partiendo de la parte superior del recinto de contención barra todo el espacio libre, condensando el vapor y relajando la presión y la temperatura. Un esquema de uno de estos circuitos se representa en la figura 22

En realidad, la condensación del vapor es un método tan eficaz de relajación de la presión que hay algunos sistemas especialmente diseñados para hacer uso de este efecto de forma pasiva e inmediata. Este es el caso de los sistemas de contención que utiliza General Electric para albergar los reactores de agua en ebullición, también lo utilizan los reactores alemanes y suecos de este tipo.

Consideración aparte merece el control de hidrógeno, que adquirió una relevancia especial en el caso del accidente de la Central de la Isla de las Tres Millas (TMI-2). Para controlar este gas se pueden utilizar dos procedimientos, cuya idoneidad depende del grado de contaminación radiactiva de la atmósfera encerrada en el recinto.

En el caso de que el recinto no se encuentre contaminado, es entonces posible eliminar al exterior los gases del mismo. En este caso, el control del hidrógeno puede hacerse fácilmente disponiendo en la parte superior del recinto de ventiladores que impidan la acumulación del hidrógeno en las partes altas del sistema, tendencia del gas a causa de su menor densidad. El gas se hace después salir al exterior purgando el sistema.

En el caso de que la atmósfera encerrada en el recinto de contención se encuentre contaminada de forma que la purga resultase inaceptable, como de hecho ocurrió en la central TMI-2, se puede controlar el contenido en hidrógeno recirculando los gases a través de un recombinador de hidrógeno y oxígeno, de modo que los gases cargados de hidrógeno que se toman del recinto se devuelven al mismo sin este componente, con lo que el recinto va perdiendo el hidrógeno. Esta operación demostró ser muy eficaz en las condiciones reales creadas por el accidente en la central TMI-2, una vez superadas las primeras dificultades de instalación del recombinador

Otros sistemas de eliminación del hidrógeno del aire de la contención se han desarrollado en la actualidad.

Salvaguardias de limitación de las consecuencias

En este grupo se incluyen aquellas salvaguardias cuya misión principal consiste en retener los productos radiactivos en el caso de que se hayan puesto en libertad como consecuencia de la rotura de las dos primeras barreras. Existen muchas posibles soluciones a este problema, que dependerán del tipo de reactor a proteger.

En la figura 23, se indica uno de los siete más utilizados para este fin en los reactores de la familia del agua ligera. Consta en esencia de un sistema de recirculación de la atmósfera encerrada por el recinto de contención, de modo que al recircular los gases allí contenidos se retienen los productos radiactivos, con lo que la atmósfera se va purificando. La retención se hace en filtros de alta eficacia y en filtros de carbón activo que tienen la propiedad de retener fácilmente el yodo. Estos sistemas son múltiples, a veces se utilizan hasta cuatro, aunque teóricamente uno solo es capaz de realizar la misión encomendada. El paso de estos gases por un intercambiador de calor permite la refrigeración del aire de la contención.

Los reactores nucleares y la bomba atómica

Con frecuencia se escucha esta pregunta:

¿Puede explotar un reactor nuclear lo mismo que una bomba atómica?

De un modo tajante diremos que NO, pero para demostrarlo vamos a ver cómo ambos sistemas funcionan según criterios distintos. En efecto los tres factores que modifican la criticidad de una cierta cantidad de material fisionable son: LA DENSIDAD, LA CONCENTRACION O PUREZA y LA GEOMETRIA DEL MATERIAL. Por ello, un explosivo nuclear deberá ser de alta densidad de núcleos fisiles, con un alto grado de pureza y con condiciones geométricas adecuadas.

En efecto, el enriquecimiento de material fisionable en una bomba es superior al 90 % mientras que en los reactores comerciales es inferior al 4 %.

En cuanto a la densidad, la disposición del material en la bomba, en los diseños más sencillos, es de dos semiesferas que se unen íntimamente por la acción de un explosivo que impulsa a una junto a la otra.

Y, finalmente, la disposición geométrica, en forma cilíndrica alargada, del combustible nuclear hace que sea mucho mayor la fuga de neutrones que en una compacta, y suficientemente grande, esfera de material fisionable como ocurre en la bomba.

En los reactores de neutrones térmicos, ya sean de agua ligera o de grafito-gas, puede haber determinadas condiciones en las que se acelera la reacción en cadena. Esta aceleración produce un aumento de la potencia liberada por el combustible, y por tanto un aumento de su temperatura, el combustible se

deteriora y se funde sin que se produzca una reacción comparable a una explosión nuclear. El combustible fundido puede juntarse de nuevo, pero como está compacto, lejos de su configuración óptima con respecto al moderador y como la cantidad de materia fisible es pequeña frente a la masa total, se está lejos de la situación crítica y la reacción en cadena automantenida no se produce. No hay ninguna reacción nuclear comparable a la explosión de una bomba atómica.