

Tercer Ejercicio. Seguridad Nuclear

Tema 3.A.24

**Ejemplos significativos de accidentes base de diseño: accidentes con pérdida de refrigerante.
Accidentes con inserción de reactividad en el núcleo**

ÍNDICE

1. Accidentes base de diseño en reactores de agua ligera
2. Análisis de accidentes con pérdida de refrigerante
 - 2.1 El escenario LOCA
 - 2.1.1 LOCA grande en un PWR
 - 2.1.2 LOCA pequeño en un PWR
 - 2.1.3 Rotura de tubos de GV
 - 2.1.4 LOCA grande en un BWR
 - 2.1.5 LOCA pequeño en un BWR
 - 2.2 Análisis de LOCA. Requisitos reguladores
3. Análisis de accidentes con inserción de reactividad en el núcleo
 - 3.1 Clasificación de los transitorios de reactividad
 - 3.2 Transitorios de reactividad en BWRs
 - 3.3 Transitorios de reactividad en PWRs
 - 3.3.1 Transitorios por efecto neutrónico
 - 3.3.2 Transitorios por efecto térmico
4. Resumen
5. Bibliografía

1. ACCIDENTES BASE DE DISEÑO EN REACTORES DE AGUA LIGERA.

Una planta nuclear se diseña no solamente para operar en un dominio prescrito de condiciones estacionarias, sino también para llevar a cabo con éxito cambios entre diferentes condiciones de operación sin exceder unos límites de diseño establecidos. El diseño, además, debe ser capaz de acomodar diversas desviaciones de las condiciones normales, más o menos esperadas, sin menoscabo de la seguridad.

Dentro de estas condiciones anormales se incluyen transitorios que puedan resultar de un error de operador o una malfunción de control, o los causados por un fallo en el componente de un sistema, o los causados por una pérdida de carga o de potencia.

Además de estas condiciones anormales esperadas, el diseño de un reactor de agua ligera (LWR) debe llevarse a cabo para poder hacer frente a varios accidentes postulados. Un accidente se define como un suceso no razonablemente esperado durante el curso de la operación de la planta, pero que puede causar una liberación de una cantidad inaceptable de material radiactivo. Pese a su baja probabilidad se les incluye en la base de diseño (de ahí la denominación "postulados").

Las características de seguridad de una planta se diseñan para hacer frente con éxito a estas desviaciones, transitorios y accidentes, a los que designaremos genéricamente como "accidentes". Para cada suceso se identifica una función de seguridad, que se incorpora al diseño de uno o más sistemas de seguridad. El objetivo es evitar que la liberación de material radiactivo y la exposición del personal de la planta supere límites establecidos.

El análisis determinista de seguridad de una central nuclear se basa en la definición de estos posibles accidentes a los que la planta debe responder de manera que no quede comprometida su seguridad. Este conjunto de accidentes constituyen la llamada envuelta base de diseño y se denominan accidentes base de diseño ("design basis accidents", DBA), evidentemente porque la planta (y, en especial, sus sistemas de seguridad) se diseña de forma que pueda hacerles frente con éxito.

El análisis de accidentes de las plantas es un conjunto de estudios realizados con códigos computacionales capaces de simular (con mayor o menor grado de complejidad) el comportamiento termohidráulico, neutrónico, estructural, etc, de la planta, y cuyo objetivo es demostrar que la planta puede afrontar con éxito los accidentes de diseño.

La envuelta base de diseño está formada por accidentes de diferente frecuencia, desde los más frecuentes, que pueden ocurrir de manera habitual durante la operación normal de la planta, hasta algunos sumamente infrecuentes, que no se espera que tengan lugar en ninguna central durante su

vida útil. Éstos últimos se denominan fallos limitantes o averías límite, y son claves en el diseño. De hecho, a veces se reserva el término DBA para los fallos limitantes.

El accidente más significativo en el diseño de reactores de agua ligera (LWR), es el accidente con pérdida de refrigerante, designado como LOCA ('loss-of coolant accident'). El LOCA de peores consecuencias es el debido a una gran rotura en el sistema de refrigerante del reactor, el llamado LOCA grande, y constituye la base del diseño para muchos aspectos del reactor: potencia máxima del núcleo, sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS), la contención y sus sistemas, estructuras internas del reactor...

Otra categoría de sucesos importante en la envuelta base de diseño la constituyen los llamados accidentes de inserción de reactividad (RIA), que consisten, como su nombre indica, en sucesos que implican una inserción de reactividad positiva en el núcleo del reactor, con el consiguiente aumento en la potencia nuclear y riesgo para la integridad del combustible. Para limitar este tipo de transitorios existe el sistema de control y protección de la reactividad, que es redundante (barras de control y ácido bórico en los PWR, barras de control y control de huecos por caudal en los BWR), y que debe responder ante estos transitorios garantizando así la seguridad de la central.

Hablaremos a continuación de los LOCA y los accidentes de reactividad. Nos centraremos en los diseños de Westinghouse para PWR y los diseños General Electric para BWR.

2. ANÁLISIS DE ACCIDENTES CON PÉRDIDA DE REFRIGERANTE.

Un LOCA se define como un accidente en el que se pierde refrigerante del reactor a causa de una rotura en la barrera de presión del reactor o de algún otro suceso como pueda ser la apertura de una válvula, con un caudal superior al de los sistemas de reposición o carga. En un LOCA, por tanto, hay una pérdida neta de refrigerante y se hace necesaria la actuación de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS), que constituyen una de las salvaguardias tecnológicas de la central.

El principal criterio para clasificar los LOCA es el tamaño de la rotura, que puede describirse mediante el área de rotura, A_b , o bien por su diámetro equivalente, definido como:

$$D_{eq} = \sqrt{\frac{4 A_b}{\pi}}$$

De manera un tanto arbitraria se dividen los LOCA en un LWR en dos categorías:

- LOCA grande, también llamado gran rotura o LBLOCA ("large-break LOCA")
- LOCA pequeño, también llamado pequeña rotura o SBLOCA ("small-break LOCA")

Como hemos dicho, las roturas muy pequeñas, cuyo efecto puede ser compensado por los sistemas de reposición normales no se consideran LOCA, sino simples fugas.

Los LOCA son averías límite, accidentes muy improbables. De hecho, nunca se ha producido un gran LOCA en la historia de la energía nuclear. El pequeño LOCA es más probable. El accidente de TMI-2 en 1979 tuvo como iniciador un SBLOCA.

Los LBLOCA tienen, en general, peores consecuencias que los SBLOCA. De los grandes LOCA, el de peores consecuencias (porque impone al núcleo el transitorio térmico más severo) es la rotura instantánea en guillotina, con separación total de extremos, de la tubería del sistema primario (RCS) en el peor lugar (la rama fría en el caso de PWR, succión de una bomba de recirculación en BWR). A este accidente se le ha llamado tradicionalmente DBA, o bien DBA-LOCA debido a su importancia en el diseño. Si la rotura en guillotina de una tubería del RCS es muy improbable, más aún se hace si se añade la instantaneidad y separación total de extremos.

El LBLOCA se considera el peor accidente de la base de diseño porque la pérdida de refrigerante deficientemente compensada puede llevar a una mala refrigeración del núcleo del reactor, y eso podría derivar en daños al núcleo y liberación de productos de fisión al refrigerante, y de allí a la contención e incluso a la atmósfera. Dependiendo de la zona del RCS en la que se produce la rotura (rama fría, rama caliente, zona de vapor del presionador, etc) y del tamaño de la misma, el comportamiento subsiguiente del reactor podrá ser distinto. La severidad del LOCA depende de la posición y tamaño de la rotura, y de la disponibilidad de las salvaguardias tecnológicas.

El gran LOCA es base de diseño para diversos sistemas, en especial para los ECCS. Además, el gran LOCA con fallo de ECCS constituye el llamado "máximo accidente previsible" en accidente severo.

2.1 El escenario LOCA.

El comportamiento de los reactores nucleares de agua ligera durante un LOCA se ha establecido a partir de datos obtenidos en instalaciones experimentales y de simulaciones computacionales. Describiremos a continuación escenarios realistas.

2.1.1 LOCA grande en un PWR.

Nos referiremos básicamente a PWRs de diseño Westinghouse (fig. 1). La frontera entre el gran y el pequeño LOCA es arbitraria. El área de rotura en el primario por encima de la cual el LOCA en PWR se considera "grande" está entre 0,5 y 1 pie cuadrado. El peor LOCA grande es la rotura en guillotina de la mayor tubería del RCS en la rama fría, y es el que describiremos a continuación. Presenta 4 etapas características: descarga, rellenado, reinundación y refrigeración a largo plazo.

Descarga ("blowdown"): esta fase comienza cuando se produce la rotura y termina cuando la presión del RCS se iguala a la de la atmósfera del recinto de contención. Se divide, a su vez, en varias etapas:

- Despresurización subenfriada: la rotura se produce (fig. 2) y comienza una brusca expulsión de agua del RCS y una violenta despresurización del sistema. Se producen ondas de presión que se propagan por el sistema a velocidades sónicas y generan (en cuestión de centésimas de segundo) fuertes tensiones sobre el núcleo, las estructuras de la vasija y los componentes del lazo. Esto debe tenerse en cuenta en el diseño de las estructuras. El caudal inicial por la rotura es grande, como corresponde a un régimen de flujo crítico subenfriado. El caudal de rotura es la suma del que viene por el lado de la vasija y el que viene por el lado de la bomba; el primero es mucho mayor que el segundo, por la gran resistencia hidráulica de la bomba y de los tubos del GV. Como resultado, el caudal de rotura excederá, en general, el caudal por las ramas frías intactas, con lo que habrá un estancamiento de flujo en el núcleo, y una primera degradación en su refrigeración.
- La rápida despresurización del reactor hace que se alcancen condiciones de saturación en el pleno superior, rama caliente y presionador, y que se produzca en esas regiones una súbita generación de vapor (esta vaporización por despresurización brusca suele denominarse "flashing"). Comienza la llamada "despresurización saturada". En el núcleo empieza la ebullición nucleada. La disminución en la densidad del agua y el aumento de la fracción de huecos en el núcleo introducen reactividad negativa que detiene la reacción de fisión antes incluso de que caigan las barras de control. Otro efecto de la generación de vapor en el primario es que disminuye su tasa de despresurización. La velocidad sónica baja drásticamente y las ondas de presión se atenúan. La refrigeración del núcleo, inicialmente por convección forzada y luego por ebullición nucleada, se va degradando y se alcanzan condiciones de flujo calorífico crítico (CHF) o secado, y esto hace que las temperaturas de vaina del combustible aumenten rápidamente. El reactor dispara, normalmente por baja presión en el presionador. Las bombas del primario pueden o no disparar, de acuerdo con las acciones de

operador. El caudal impulsado por las bombas intactas no puede llegar al fondo del "downcomer" (DC), porque es succionado hacia la rotura.

- Comienza el "flashing" en la rama fría. En la rotura se establece flujo crítico saturado, con el que el caudal de rotura disminuye notablemente. Las bombas intactas consiguen forzar agua del pleno inferior hacia el núcleo, y este flujo remoja las vainas que sufrían CHF (es lo que se llama remojado o "quenching"), termina con su calentamiento y hace que la temperatura de vainas experimente un máximo (pico de "blowdown").
- La despresurización y el "flashing" continúan en el primario. La presencia de vapor en los lazos intactos hace que se degrade el funcionamiento de las bombas y el caudal de entrada al núcleo vuelva a reducirse. Puede producirse un segundo secado del núcleo. Se produce "flashing" en el DC y en el pleno inferior, y esta ebullición proporciona un flujo de vapor con gotas dispersas de agua que refrigera al núcleo. El calentamiento del núcleo en este segundo secado es pequeño, porque la energía almacenada en el combustible ya se ha eliminado.
- Actuación del ECCS: cuando la presión del primario cae a un nivel predeterminado, en el entorno de los 40 bar, los acumuladores de alta presión comienzan a vaciarse, inyectando agua borada en el sistema primario. En los PWR de Westinghouse se inyecta en la rama fría, mientras que en los modelos KWU la inyección se hace en ambas ramas. En los diseños PWR más usuales el agua ECCS entra en la vasija por el DC, con lo que la reinundación del núcleo se produce desde el fondo. Los sistemas de inyección de alta llegan a entrar en funcionamiento, aunque la despresurización es tan rápida que los acumuladores se activan muy poco después. El sistema de baja presión se activa a una presión aún menor (unos 10 bar) e inyecta un gran caudal de agua fría.
- El primer acumulador que se activa es el de la rama rota, y el agua que inyecta se pierde por la rotura. Algo después, comienzan a inyectar los acumuladores de los lazos intactos. El agua fría del ECCS se mezcla con el flujo de las ramas frías, que es básicamente vapor a alta velocidad, y condensa buena parte de este vapor generando, sobre todo al principio de la inyección, oscilaciones en el caudal. Cuando se activa el ECCS el primario está aún despresurizándose. El agua del ECCS no puede penetrar en el fondo de la vasija, porque se lo impide el flujo ascendente de vapor en el DC (limitación de flujo en contracorriente, CCFL), y escapa por la rotura (fig. 3). Este fenómeno se denomina baipás del ECC, y hace que se retrase el llenado del pleno inferior. (Este impedimento no existiría para roturas en rama caliente). Incluso una vez que ha penetrado en el DC el agua entra en contacto con las paredes y estructuras metálicas calientes y se vaporiza en parte, con lo que una

parte del líquido que ha penetrado hasta el pleno inferior es barrido de nuevo hacia la rotura. Este proceso de penetración parcial y de barrido puede ocurrir varias veces. Otro fenómeno que puede obstaculizar el flujo de agua hacia el núcleo es el llamado "steam binding" o bloqueo por vapor, que consiste en la generación de una contrapresión en el generador de vapor (GV) por evaporación de las gotas de agua arrastradas hasta el pleno superior de la vasija, las ramas frías y las cámaras de entrada de los GV.

- Finalmente, cuando la despresurización ha avanzado lo suficiente y la presión del RCS básicamente se iguala a la de contención, la pérdida por la rotura se hace mínima y el agua del ECCS ya no experimenta baipás, y comienza a reinundar el pleno inferior. Este hecho marca el final de la fase de descarga y el principio de la recuperación del núcleo.

Rellenado ("Refill"): esta fase comienza cuando el agua del ECCS llega al fondo de la vasija) y termina cuando ha llenado la parte inferior de la vasija y alcanzado la parte baja de los elementos combustibles. El tiempo que tarda el relleno es importante, porque en su transcurso el núcleo está descubierto y casi sin refrigeración. Durante la descarga y el relleno el nivel de la mezcla líquido-vapor va descendiendo en el núcleo. Mientras ese nivel se mantiene por encima del fondo del núcleo la porción seca está refrigerada por vapor generado en la parte baja. Cuando el nivel bifásico cae por debajo del fondo del núcleo, éste queda completamente descubierto y únicamente se refrigera por radiación a las estructuras circundantes, y por convección y radiación a la pequeña cantidad de vapor generado en las paredes calientes. Durante este periodo las temperaturas de vaina crecen, y comienza a tomar importancia la reacción entre zircaloy y agua. El calor de reacción contribuye a calentar aún más las vainas.

Reinundación ("Reflood"): comienza cuando el agua ECC ha relleno el pleno inferior y empieza a refrigerar los elementos combustibles (fig. 4), y termina cuando el núcleo queda de nuevo cubierto y la vasija rellena de agua. Inicialmente, la reinundación del núcleo es un proceso rápido, porque el DC está lleno de agua, hay poca resistencia para que ésta fluya y no hay vaporización de gotas en los GV. Cuando el agua ECC entra en contacto con las vainas muy calientes se produce una vaporización brusca generadora de un flujo ascendente de vapor con gotas de agua que refrigera inicialmente la parte de arriba del núcleo. Esta refrigeración "precursora" atenúa, aunque no anula, el calentamiento de las vainas.

El aumento paulatino del nivel de agua mejora la transmisión de calor, deteniendo el calentamiento de vainas e iniciando su enfriamiento. Cuando la temperatura de vaina desciende lo suficiente se produce el remojado o "quenching" de las vainas, con lo que su temperatura cae bruscamente a valores cercanos a saturación. Aparece así el llamado frente de remojado, que avanza desde el fondo del núcleo. Su velocidad de propagación depende de un

balance de fuerzas. La vaporización que se produce cuando el agua contacta con el núcleo caliente provoca un aumento en la presión del núcleo, que empuja el agua hacia atrás, haciendo que disminuyan la vaporización y la presión y aumente la tasa de reinundación. Por tanto, la reinundación tiene lugar de una manera cíclica (alternancia de alta y baja velocidad). En algunas condiciones también se pueden producir oscilaciones manométricas entre el líquido en el DC y el núcleo, produciendo también un comportamiento oscilatorio.

En la región central del núcleo, donde se encuentran las barras de más potencia, el vapor viaja más rápido y con más gotas de agua. Las gotas se depositan en la placa soporte y en los espaciadores del combustible, con lo que el "quenching" no sólo se da desde abajo sino también desde arriba y localmente. El resto de gotas se depositan en el pleno superior donde forman una especie de piscina bifásica. Este líquido puede volver a caer al núcleo, a sus regiones periféricas donde el vapor asciende más lentamente, a través de la placa soporte. Se produce así una estructura tridimensional de flujo: en el núcleo hay flujo de zonas de mayor a menor potencia, y al revés en el pleno superior.

Conforme avanza la reinundación, el nivel en la piscina del pleno superior crece, y puede alcanzar la rama caliente. Si el líquido arrastrado llega a los GV, se vaporizará por efecto de la transferencia de calor invertida (de secundario a primario) causando un aumento de presión que lleva también a "steam binding" y reducción en la velocidad de reinundación.

La reinundación sería más lenta en una rotura en rama fría que en rama caliente, porque el vapor que sale del núcleo encuentra más resistencia (tuberías, GV, bombas) en su camino hacia la rotura.

Refrigeración a largo plazo: tras la reinundación los sistemas de baja presión continúan operando, primero desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga, y luego en recirculación desde los sumideros de la contención. El objetivo es reemplazar el agua perdida por ebullición. La suposición de que, una vez recuperado, el núcleo se mantendrá refrigerado a largo plazo puede no cumplirse bajo ciertas condiciones. Poco después de un LBLOCA en rama fría, los sellos del lazo en las tuberías de succión de las bombas del primario tienden a rellenarse y aclararse de forma oscilatoria. Sin embargo, a baja potencia es posible que el sello no se llegue a vaciar, con lo que la porción superior del núcleo puede descubrirse por un periodo de tiempo significativo. Cuanto mayor el sello, peor el descubrimiento. Al bajar la potencia, la depresión en el nivel de núcleo se va reduciendo y acaba desapareciendo.

Estos descubrimientos del núcleo posteriores a la reinundación no significan necesariamente que se alcancen altas temperaturas de vaina, porque el calor de desintegración ya es relativamente pequeño. Además, está la refrigeración por vapor.

2.1.2 LOCA pequeño en un PWR.

Consideramos como pequeño LOCA el iniciado por una rotura en el sistema primario con un área inferior a un umbral de entre 0.5 y 1 ft² (o sea, entre 0.046 y 0,092 m², o de 9,6 a 13,6 pulgadas de diámetro equivalente). Tal accidente podría producirse por la rotura de una línea de instrumentación o un tubo de GV, o por una pequeña rotura en la tubería principal del primario, una válvula de alivio o seguridad atascada abierta, o la rotura del alojamiento de una barra de control (este es un caso especial, porque iría acompañado de la eyección de una barra de control). Es claro que la probabilidad de un SBLOCA, con ser muy pequeña, es bastante mayor que la del LOCA grande. De hecho, el accidente ocurrido en la central TMI-2 fue un pequeño LOCA.

En un SBLOCA la tasa de despresurización es mucho menor (y la duración del accidente mucho mayor) que en un gran LOCA. El reactor dispara por baja presión en el presionador. Las consecuencias del accidente son mitigadas principalmente por los sistemas de seguridad de alta presión, que actúan por señal de muy baja presión en presionador. Puesto que los acumuladores suelen actuar por debajo de los 45 bar, su acción sólo afecta a accidentes con tamaños de rotura cerca del límite superior del espectro de SBLOCA. La señal de inyección de seguridad detiene el caudal normal de agua de alimentación principal e inicia la entrada del agua de alimentación auxiliar.

El comportamiento específico en un SBLOCA depende mucho del tamaño de rotura. Podemos dividir los pequeños LOCA como sigue (de nuevo nos referiremos a roturas en rama fría).

- 1) Roturas en las que actúan los acumuladores: son áreas de rotura entre 0.1 y 0.5 ft² (entre 0,0093 y 0,0465 m²), que corresponden a diámetros equivalentes de entre 4 y 10 pulgadas. El primario se despresuriza rápidamente (aunque no tanto como en un LBLOCA). La presión cae primero hasta el valor de saturación del primario, se estabiliza, y vuelve a caer cuando se descubre la rotura (o sea, cuando el fluido que sale por la rotura pasa de ser en su mayor parte líquido a ser mayoritariamente vapor). La despresurización termina cuando se inicia el flujo de acumuladores. Al igual que en los LBLOCA, los sistemas de alta presión tienen poca influencia en estos accidentes, porque el caudal que inyectan está muy por debajo del descargado por la rotura. Generalmente las bombas de primario son disparadas a poco de iniciado el accidente, para minimizar la pérdida de refrigerante del sistema, con lo que la eliminación de calor residual se hace básicamente por circulación natural a través de los GV. Durante estos SBLOCA es probable el descubrimiento de una porción del núcleo, pero se recupera antes de que haya un gran aumento en las temperaturas de vaina. Por tanto, no son los de peores consecuencias.

- 2) SBLOCAs intermedios: corresponden a áreas entre 0.02 y 0.1 ft^2 ($0,0019$ a $0,0093 \text{ m}^2$, diámetro equivalente entre 2 y 4 pulgadas). La despresurización es más suave que en la categoría anterior. El descubrimiento de la rotura tiene un efecto pequeño. La presión alcanza un valor donde la tasa de eliminación de calor por el GV y a través de la rotura se iguala con la de producción. La presión sigue cayendo lentamente conforme crece la fracción de calor eliminado por la rotura, y esto provoca a su vez que decrezca el caudal de rotura, hasta que el caudal de alta presión lo supera y empieza a recuperarse el inventario del primario. Durante estos accidentes se descubrirá, generalmente, una porción de núcleo, durante un periodo que puede ser largo dada la lentitud del transitorio. Por ello, la probabilidad de daño al núcleo es aquí la más alta dentro del espectro de SBLOCA. El caudal ECC no puede exceder inicialmente el caudal de rotura. A la circulación natural monofásica del comienzo del accidente sucede circulación natural bifásica, tras la cual aparece la llamada condensación a reflujo, en la que el vapor producido en el núcleo se condensa en el GV y luego se drena hacia el núcleo. Cuando el ECCS rellena el sistema vuelve a establecerse la circulación natural monofásica. Durante el rellenado el agua se acumula en los sellos del lazo del primario, entre las bombas y los tubos de los GV. Cuando la presión en el lado frío de los tubos en U crece lo suficiente, el sello expulsa el líquido hacia la vasija (aclarado del sello). Esto generalmente determina el punto en el que termina el calentamiento del núcleo.
- 3) SBLOCAs muy pequeños: los de área inferior a 0.02 ft^2 ($0,0019 \text{ m}^2$) y superior a la de una fuga (que puede estar alrededor de 1 cm^2). En ellos, el caudal de las bombas de alta excede al de rotura. El núcleo no llega a descubrirse, y se mantiene refrigerado por circulación natural monofásica a través del GV. El primario se despresuriza muy lentamente. Cuando queda completamente relleno de agua, la presión sube muy bruscamente. Puesto que la presión permanece alta durante mucho tiempo, y muy poca energía se elimina por la rotura, el inventario inicial de los GV no puede proporcionar toda la refrigeración requerida. En ausencia de caudal principal de agua de alimentación se requiere el correspondiente sistema auxiliar (AFW) para mantener el núcleo refrigerado. Aunque no hay calentamiento significativo de vainas, el largo periodo a presión relativamente alta con el agua fría del ECCS fluyendo al DC implica la posibilidad de un "shock" térmico presurizado (PTS) en la pared de la vasija. La exposición de la pared de la vasija a flujo neutrónico rápido lleva a su fragilización, cuyo grado generalmente se mide por la llamada NDT ("nil-ductility temperature") del material. A temperaturas iguales o menores al NDT, las grietas preexistentes se pueden propagar, y si el material se somete a una tensión superior a un cierto umbral, llevarán a fractura frágil. Durante buena parte de un LOCA muy pequeño la tensión real supera la umbral, con lo que es necesario demostrar para estos transitorios que una parte sustancial de la

vasija permanece suficientemente por encima de la NDT. La estratificación térmica del fluido en el DC sería, en este sentido, perjudicial.

Lo que hemos contado para los escenarios SBLOCA (en concreto respecto a tasas de despresurización) se aplica a roturas en las tuberías principales o líneas de instrumentación. Otro escenario interesante es el SBLOCA debido a una válvula de alivio del presionador atascada abierta. Estas válvulas están conectadas al espacio de vapor del presionador, con lo que al principio hay en la rotura flujo crítico de vapor. Tras la despresurización inicial el vapor generado en el núcleo puede impedir que el líquido del presionador caiga por la línea de compensación, y hace que la instrumentación de nivel detecte un presionador casi lleno. Los operadores del reactor pueden entonces deducir erróneamente que todo el primario está lleno. En el accidente de TMI-2 los operadores desconectaron la inyección ECCS por este motivo.

Otro escenario SBLOCA importante es la rotura de un alojamiento de barra de control en la cabeza superior de la vasija de reactor. Tal rotura vendría probablemente acompañada por la eyección de una barra de control del núcleo. Aunque tal accidente no ha ocurrido, grietas atribuibles a corrosión bajo tensión por el agua del primario han aparecido en algunas penetraciones de BC.

2.1.3 Roturas de tubos de generador de vapor

Un caso especial de LOCA es la rotura de uno o más tubos de un GV. Las centrales PWR incluyen en su informe final de seguridad un análisis del accidente de rotura completa de un tubo de GV, que se clasifica como avería límite. Este accidente da lugar a un incremento en la contaminación del sistema secundario a causa de la fuga de refrigerante radiactivo del RCS. Si hay una pérdida simultánea de la potencia exterior o un fallo del sistema de descarga del condensador, se produce descarga de actividad a la atmósfera a través de las válvulas de alivio y seguridad del GV.

El material de los tubos del GV es muy dúctil, así que la suposición de una rotura completa es conservadora: lo más probable es que haya una o más fugas menores de origen indeterminado. La actividad en el sistema de vapor está sujeta a continua vigilancia, y no se permite durante el funcionamiento la acumulación de pequeñas fugas que excedan límites establecidos en las ETFs.

Se espera que el operador determine que se ha producido la rotura y que identifique y aisle el GV averiado. El procedimiento de recuperación puede llevarse a cabo en una secuencia de tiempo que asegure que el caudal que pasa por la rotura al secundario termine antes de que el nivel de agua en el GV afectado alcance la cota de la tubería de vapor principal.

Cuando hay una rotura de tubos se produce la siguiente secuencia de acontecimientos:

- Se activan alarmas por bajo nivel y baja P en presionador. Aumenta el caudal de la bomba de descarga y se reduce el caudal de AA.
- Dispara el reactor por baja presión en presionador o por sobrettemperatura ΔT . Hay señal de inyección de seguridad activada por baja P en presionador, y por ello se detiene el AA principal y se inicia el auxiliar.
- Hay alarma por alta actividad en el sistema secundario. Se para la purga del GV.
- Dispara la turbina y se abren las válvulas de baipás al condensador. Si hay pérdida de potencia, se cierran. La presión de vapor aumenta rápidamente y da como resultado una descarga de vapor a la atmósfera a través válvulas de alivio y/o seguridad.

En los análisis se supone pérdida de energía exterior coincidente con el disparo del reactor. El operador identifica el tipo de accidente y detiene el caudal a través de la rotura dentro del intervalo de 30 minutos de iniciado el accidente. Para la determinación rápida del GV afectado se dispone en cada lazo de vapor, aguas arriba de las válvulas de aislamiento, de un sistema de detección de N-16 y gases nobles, conectado a alarmas en sala de control.

Tras el aislamiento del GV afectado se asume que el vapor descargado desde los GV no afectados sirve para enfriar y despresurizar el primario hasta las condiciones del sistema RHR, que se encarga de proseguir la refrigeración.

El operador regulará manualmente el caudal de AA auxiliar para mantener un nivel mínimo de agua. A medida que se recupera el nivel en presionador, se paran las bombas de carga para reducir al mínimo el caudal de rotura.

El núcleo se mantendrá completamente cubierto por líquido durante todo el accidente.

2.1.4LOCA grande en un BWR.

Debido a las características de los reactores BWR (fig. 5), en un hipotético LOCA grande en la rama de recirculación la fase de despresurización es más lenta que en los PWR, porque el refrigerante está en ebullición. Esto hace que el DBA para diseño de la contención y sus sistemas sea la rotura de la línea de vapor principal, puesto que la despresurización de la vasija es mayor (flujo de vapor y mayor diámetro de tubería, aunque la resistencia hidráulica sea mayor) y más rápida la presurización de la contención. El LOCA grande en la zona de succión de la línea de recirculación se postula para el diseño de otros aspectos de la central, fundamentalmente el del núcleo y los ECCS.

Rotura en la zona de succión de una tubería de recirculación.

La rotura instantánea en guillotina de la succión de una línea de recirculación (coincidente con pérdida de potencia off-site) es el DBA para el ECCS. El “coastdown” de las bombas en el lazo intacto y la circulación natural continúan proporcionando relativamente alto caudal a través del núcleo, hasta que el nivel de agua en el DC alcanza la elevación de la succión de las bombas de chorro; a partir de ese momento sale vapor por la rotura, lo cual hace que aumente la tasa de despresurización de la vasija y se alcancen condiciones de saturación y vaporización súbita (fenómeno llamado “flashing”) en el agua que permanece en el pleno inferior. Esta vaporización hace que una mezcla bifásica pase a través de los difusores de bombas de chorro y el núcleo, refrigerando momentáneamente las vainas. El bajo nivel hace que el SPR aumente la velocidad de las bombas de agua de alimentación y que al poco tiempo cierre las válvulas de aislamiento, perdiéndose inventario únicamente por la rotura. El caudal a través del núcleo se mantiene bajo, por la inercia de la turbobomba intacta y la convección natural, pero capaz de evacuar el calor residual existente, con lo que la temperatura de las vainas no aumenta.

Cuando el nivel disminuye por debajo del borde superior de las bombas de chorro (fig. 6), la bomba del circuito intacto cavita, el caudal se reduce a cero y la temperatura de vaina aumenta. Al alcanzarse el nivel de succión la presión disminuye rápidamente por la descarga de vapor. El HPCS se inicia automáticamente por bajo nivel de agua en vasija o alta presión en pozo seco. El “flashing” en el pleno inferior puede crear una limitación de flujo en contracorriente (CCFL) en los orificios de entrada de los elementos combustibles, evitando la entrada de la mezcla bifásica. En contraste, la región intersticial entre los elementos combustibles se llena rápidamente con líquido ECCS, porque el CCFL en esa región se rompe en seguida. Así, se extrae calor que las varillas han cedido por radiación a la pared del canal. Estas condiciones continúan hasta que el nivel bifásico en el pleno inferior cae hasta el fondo de las bombas de chorro, y comienza a ventearse vapor a través de ellas. Esto reduce el CCFL en los orificios de entrada y permite que algo del líquido en los elementos combustibles se vacíe al pleno inferior, descubriendo las barras de combustible.

Se puede a continuación establecer una condición de cuasiequilibrio debido al CCFL en alguno de los orificios de entrada y placas soporte superiores y la diferencia en niveles de potencia en los diversos elementos combustibles. Puede darse la ruptura del CCFL en la placa soporte superior y en el orificio de entrada de los EC periféricos de baja potencia, llevando a un vaciado rápido del ECC desde el pleno superior al inferior. En contraste, los EC de media y alta potencia no suelen experimentar ruptura del CCFL en la placa soporte superior u orificio de entrada. Debido a diferencias en la presión hidrostática, estos EC son alimentados de agua de emergencia desde la región intersticial vía los caminos de fuga en la placa soporte inferior de los EC. Al disminuir la potencia, finalmente la ruptura de CCFL se da en todos los EC, que se acaban llenando con refrigerante. La reinundación desde la región intersticial ocurre bastante antes que la reinundación desde el pleno inferior (fig. 7)

La temperatura de vaina sigue aumentando hasta que entra el LPCI y rellena la cavidad inferior, avanzando paulatinamente el frente de inundación.

Rotura de una línea de vapor principal ("steam line break", SLB)

La peor rotura de línea de vapor que puede postularse es la rotura instantánea en guillotina aguas arriba de los restrictores de caudal. Supone la despresurización más rápida de la vasija dentro del espectro de grandes LOCAs; sin embargo, el hecho de que se descargue básicamente sólo vapor hace que sea un transitorio mucho menos problemático para el núcleo que el LOCA en succión. La vaporización súbita producida por la descarga de vapor hace que se frene la despresurización, y además produce un arrastre de líquido que implica una descarga de mezcla bifásica por la rotura. Además, los huecos producidos terminan con la reacción de fisión, aunque también hay disparo automático del reactor. Poco después de producida la rotura los generadores diesel de emergencia están en funcionamiento y el HPCS está activado. Después, los sistemas LPCS y LPCI comienzan también a inyectar refrigerante en la vasija. Incluso en el caso de peor fallo único el núcleo está siempre cubierto y la mínima razón de potencia crítica (MCPR) es siempre mayor que la unidad, así que no se espera transición de ebullición ni aumento de las temperaturas de vaina.

2.1.5 LOCA pequeño en un BWR.

Un SBLOCA en la línea de succión de un BWR es similar al LBLOCA, aunque cambian los tiempos de los principales eventos. La evolución es más lenta, con un descenso más suave del nivel en el DC. El sistema de control de presión tiende a mantener la presión. Cuando el nivel baja lo suficiente se produce el cierre automático de las válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV) y la activación del sistema de despresurización automática (ADS), que actúa con un cierto retardo. El cierre de las MSIV hace que la presión en vasija aumente, con lo que pueden llegar a abrirse las válvulas de alivio y seguridad; y el ADS, una vez que se abre, despresuriza rápidamente la vasija. En definitiva, podemos decir que las mayores roturas, dentro del espectro SBLOCA, se despresurizan por la pérdida de vapor través de la rotura, mientras que las roturas más pequeñas lo hacen a través del ADS. En cualquier caso, la despresurización transforma el SBLOCA en un LBLOCA. El vapor generado arrastra una cierta cantidad de líquido y refrigera así momentáneamente las vainas, aunque no puede acabar con el vaciado y calentamiento del núcleo.

Finalmente, la despresurización de la vasija posibilita el comienzo de la inyección de los sistemas de baja presión (LPCS y LPCI), cuyo aporte llena el pleno inferior y refrigera las vainas, produciéndose la reinundación del núcleo.

2.2 Análisis de LOCA. Requisitos reguladores.

Cuando empezaron a diseñarse los LWR no se dio especial relevancia al LOCA. El enfoque cambió cuando se empezó a considerar la posibilidad de que una fusión de combustible nuclear, en contacto con el agua, pudiera llevar a explosiones de vapor que pudieran afectar a la contención. También se tuvo en cuenta que el combustible fundido podría perforar el fondo de la vasija y después el suelo de la contención, llevando a liberación de radiactividad al ambiente. Por todo esto se decidió que era necesario incluir en las plantas un sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) fiable y capaz de impedir totalmente fusión en el núcleo. Por otra parte, se argumentó que las vainas muy oxidadas, y por ello muy fragilizadas podrían tener fallos destructivos a temperaturas muy por debajo de la de fusión. Esto podría cambiar localmente la geometría del núcleo y hacerle perder su refrigerabilidad. La conclusión fue que en caso de LOCA era fundamental preservar la geometría refrigerable del núcleo.

Tras amplios estudios y deliberaciones públicas, la USNRC estableció en 1974 una serie de criterios que debían cumplir en caso de LOCA todos los LWR con combustible de pastillas de dióxido de uranio en vaina de zircaloy. Se trata, en definitiva, de criterios de diseño para los ECCS, y están contenidos en la norma 10 CFR 50.46. Son los siguientes:

- 1) La temperatura de las vainas del combustible debe mantenerse por debajo de 2200 °F (1477 K)
- 2) La máxima oxidación local de la vaina debe mantenerse por debajo del 17% del espesor de vaina antes de la oxidación
- 3) La producción total de hidrógeno debe ser inferior al 1% del que se produciría si todo el zircaloy del núcleo en torno al combustible se oxidase completamente
- 4) La geometría del núcleo ha de mantenerse refrigerable
- 5) La capacidad de refrigeración del núcleo ha de mantenerse a largo plazo tras el accidente

Estos criterios debían evaluarse mediante lo que se llamó un modelo de evaluación, que es un conjunto de códigos computacionales con modelos adecuados (termohidráulicos, de comportamiento de combustible, etc). Esta evaluación de la capacidad del ECCS para hacer frente a una pérdida de refrigerante es lo que se denomina análisis de LOCA.

El propósito de los dos primeros criterios es que se mantenga suficiente ductilidad en la vaina para que no se produzca fallo frágil. El resultado más importante de un análisis de LOCA (la medida de su severidad) es la llamada temperatura pico de vaina ("peak clad temperature", PCT), que es la máxima temperatura de vaina que se alcanza en el núcleo durante el transcurso del accidente. También es importante la máxima oxidación local, pero, salvo casos

muy excepcionales, el cumplimiento del primer criterio implica el del segundo. El tercer criterio va dirigido a evitar explosiones de hidrógeno.

Los criterios de 10 CFR 50.46 son conservadores. La USNRC impuso, además, una serie de restricciones también conservadoras a los modelos que intervienen en la evaluación del LOCA (y al diseño del ECCS), y las incluyó en el apéndice K al 10 CFR 50. Las principales restricciones son:

- 1) Energía almacenada: las temperaturas estacionarias iniciales deben maximizar la energía almacenada en el combustible, o la PCT durante el LOCA. La potencia nuclear inicial debe incluir su incertidumbre de medida.
- 2) Calor de desintegración producido por los productos de fisión radiactivos: debe ser las de la norma ANS-5 1971 multiplicada por 1,2. Se supone que el combustible ha sido irradiado a plena potencia durante tiempo infinito
- 3) Reacción metal-agua: debe emplearse el modelo de Baker-Just. Si hay rotura de vaina, se considera que su superficie interna también se oxida
- 4) Descarga en la rotura: el caudal crítico será el del modelo de Moody multiplicado por un coeficiente de descarga comprendido entre 0.6 y 1 y que maximice la PCT
- 5) Bypass de ECCS: para LOCA en rama fría se asume que el agua de inyección de ECCS no puede rellenar el sistema y se pierde por la rotura, hasta que la velocidad de ascensión del vapor cae por debajo del correspondiente umbral.
- 6) Bloqueo de la vuelta a ebullición nucleada y ebullición de transición: una vez que se ha producido CHF durante la descarga, no se permite la vuelta a ebullición nucleada o ebullición de transición durante el resto del descarga, hasta que comience la reinundación.
- 7) Se emplearán correlaciones conservadoras para la ebullición en película.
- 8) Criterio de fallo único: se supondrá el peor fallo único en los equipos del ECCS, consistente en el fallo de componente activo con las consecuencias más severas junto con la pérdida de potencia exterior (generalmente esto significa que se supone inoperable uno de los dos trenes ECCS).
- 9) Se buscará la peor rotura, de entre los diferentes tamaños y posiciones. Es decir, se analizará todo el espectro de posibles roturas, incluyendo SBLOCA y LBLOCA.

Tras la publicación de 10 CFR 50.46 y el apéndice K, la USNRC inició un proceso de estudio de los fenómenos termohidráulicos implicados en el LOCA de LWR, al que dedicó mucho tiempo y recursos. Los resultados de este esfuerzo mostraron el gran conservadurismo contenido en las restricciones del apéndice K, que llevaba a valores calculados de PCT muy sobrestimados. En 1988, la USNRC admitió la evaluación realista (también llamada "best-estimate", BE) del LOCA. La norma 10 CFR 50.46 fue modificada para permitir

que el LOCA pudiera evaluarse con modelos realistas acompañados de un cálculo de incertidumbres de la PCT y de los demás resultados importantes.

Los cálculos realistas han permitido cuantificar el conservadurismo de los modelos de evaluación de apéndice K. La piedra angular de los análisis realistas la constituyen los llamados códigos termohidráulicos "best-estimate", algunos patrocinados por la propia USNRC.

También la USNRC patrocinó el desarrollo de la primera metodología realista de análisis de LOCA, llamada CSAU ("Code Scaling, Applicability and Uncertainty"), y que fue publicada en 1989. En ella, el análisis de incertidumbres se realiza después de seleccionar las variables relacionadas con la planta y el transitorio que más influyen en la PCT.

De todas formas, conviene puntualizar que los análisis realistas de LOCA mantienen aún ciertos conservadurismos, para asegurar su carácter envolvente. Por ejemplo, se sigue postulando en ellos un fallo único de los ECCS, y se sigue buscando la peor rotura (en tamaño y posición).

El comportamiento del núcleo calculado con códigos realistas difiere considerablemente del obtenido con modelos de evaluación conservadores. El bloqueo de la vuelta a ebullición nucleada y el baipás de ECCS hacen que en los cálculos según apéndice K haya un crecimiento continuo de la temperatura de vaina, hasta que la refrigeración por vapor desde las porciones recuperadas del núcleo lo detiene. Un cálculo BE para un LOCA en rama fría mostrará, en general, tres picos. Primero, en la descarga, se alcanza CHF; el primer pico se da cuando el flujo calorífico permite la vuelta a ebullición nucleada. La temperatura vuelve a aumentar cuando se descubre el combustible. Al final del baipás de ECC, el líquido ECCS que se mantiene fuera del reactor puede entrar en la vasija (primer pico de reinundación). Pero la temperatura de vaina vuelve a crecer y no cae de nuevo hasta que la refrigeración por vapor lleva al segundo pico de reinundación. Poco después viene el remojado o "quenching" final, unos 100-150 segundos después de iniciado el accidente.

Las consecuencias radiológicas de la liberación de radiactividad a la contención y al medio ambiente en caso de LBLOCA deben también evaluarse. Se hacen hipótesis conservadoras de liberación del combustible de gases nobles, halógenos y productos de fisión sólidos. Utilizando la tasa de fuga esperada de la contención y modelos apropiados de difusión atmosférica se determina la dosis radiológica en función de la distancia a la planta. La regulación americana requiere que las dosis estén por debajo de los límites establecidos en la norma 10 CFR 100.

3. ANÁLISIS DE ACCIDENTES CON INSERCIÓN DE REACTIVIDAD EN EL NÚCLEO.

La producción de energía térmica en un reactor nuclear procede de una reacción de fisión automantenida. Objetivo esencial del diseño del reactor nuclear es controlar adecuadamente las reacciones de fisión; debe impedirse que el número de neutrones producidos sea mayor que el número de neutrones absorbidos o fugados del sistema, porque en caso contrario el aumento en la producción de energía térmica pondría en peligro los materiales estructurales del núcleo y el propio combustible.

Cuando se producen tantos neutrones en las fisiones como se absorben o se fugan del sistema se dice que el reactor está en estado crítico, y el factor de multiplicación efectivo de neutrones (denotado por k_{eff}) es exactamente 1.

Un parámetro que caracteriza el estado del reactor es la reactividad, definida como:

$$\rho = \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$$

que expresa el cambio fraccional de la población neutrónica por generación (número de neutrones en una generación partido por el número de neutrones en la generación anterior).

El control de las reacciones de fisión se lleva a cabo mediante los sistemas de control de la reactividad (SCR). Los requisitos básicos para estos sistemas se establecen en el grupo III de los criterios generales de diseño de plantas nucleares (apéndice A de la norma 10 CFR 50).

Cada central nuclear LWR dispone de dos SCR independientes y con diferentes principios de diseño:

- Uno, a base de barras de control, que controle los cambios de reactividad de manera que no se superen los límites de diseño aceptables de combustible en condiciones de operación normal y transitorios operacionales previstos.
- Otro, capaz de controlar las variaciones de reactividad planificadas en operación normal para que no se superen los citados límites de diseño. En PWR se utiliza ácido bórico disuelto en el agua, y en BWR hay un control de huecos por recirculación.

Cualquiera de estos dos sistemas debe ser capaz de mantener el reactor subcrítico en parada fría.

Los SCR se diseñan para hacer frente a los llamados accidentes de inserción de reactividad (RIA). Los criterios básicos de aceptación son que dichos accidentes no deben resultar en:

- daño a la barrera de presión del refrigerante mayor que el límite local de tensión
- deterioros en el núcleo, en sus estructuras soporte u otras internas de la vasija que impidan significativamente la refrigeración del núcleo.

Una inserción de reactividad en el núcleo puede intencionada o accidental. Los mecanismos de inserción de reactividad más significativos son:

- Variación de parámetros cuyo coeficiente de reactividad es importante
- Operación inadvertida de los sistemas de control de la reactividad

Los accidentes de inserción de reactividad pueden comprometer la seguridad de la planta; los más graves pueden producir daños en el combustible. Por eso se incluyen en la base de diseño.

3.1 Clasificación de los transitorios de reactividad

Los sucesos iniciadores que pueden dar lugar a una inserción accidental de reactividad en el núcleo se recogen, de manera general, en la Regulatory Guide 1.70 de la USNRC; y, con carácter particular, en el informe final de seguridad de cada central nuclear.

Los transitorios de reactividad de centrales PWR pueden dividirse en dos categorías:

- Por efecto neutrónico, es decir, por operación inadecuada del SCR
- Por efecto térmico, cuando consisten en un incremento en la eliminación de calor por el sistema secundario que lleva a un enfriamiento del primario

En las centrales BWR los transitorios de reactividad derivan de operaciones inadecuadas de las barras de control (BC) o aumentos accidentales en el caudal de refrigerante por el núcleo.

Hay transitorios de reactividad que pueden darse durante la vida de una planta, y otros más improbables, e incluso otros que son averías límite o DBAs propiamente dichos, que no se esperan en la vida de ninguna planta pero se postulan en el diseño de la planta.

En el capítulo 15 del Standard Review Plan de la USNRC aparecen las pautas básicas de evaluación de los análisis de transitorios de reactividad. Se incluyen los criterios de aceptación para dichos análisis, basados en los criterios generales de diseño.

3.2 Transitorios de reactividad en BWRs

Describiremos transitorios de reactividad para BWRs que aparecen en el capítulo 15 de los informes finales de seguridad. Son accidentes de diseño, que deben ser analizados con modelos computacionales e hipótesis conservadoras para demostrar que cumplen criterios de aceptación establecidos.

Error de extracción de barras a baja potencia (recarga y arranque)

Este suceso se clasifica como de baja frecuencia. El diseño de la central impide que se dé este accidente tanto en recarga como en arranque.

Los enclavamientos del sistema dan la seguridad de que no puede haber criticidad inadvertida a causa de que una BC haya sido extraída o desplazada en coincidencia con otra. Además, el diseño de la BC, que incluye el limitador de velocidad, no permite físicamente el desplazamiento hacia arriba de la BC sin el desplazamiento previo o simultáneo de los cuatro conjuntos de combustible adyacentes. El núcleo está diseñado para satisfacer los requisitos de parada con la barra de mayor antirreactividad extraída.

El sistema de información y de control de barras impide los errores de extracción continua de BC durante el arranque del reactor.

Por tanto, ninguno de estos accidentes se analiza con modelos computacionales.

Error de extracción de barras a potencia

Este transitorio se origina por un error de procedimiento del operador por el cual una barra de control individual o un grupo de BC son extraídas continuamente hasta que el limitador de extracción de barras del sistema de información y control de barras bloquea la extracción. Es un accidente de frecuencia moderada.

Al analizar el suceso se supone que, estando el núcleo en funcionamiento nominal, el operador selecciona y extrae continuamente la BC o conjunto de BC de máxima antirreactividad. Aumentan la potencia total del núcleo y la local en la proximidad de la BC. Entonces, el modo limitador de extracción de barra bloquea la extracción, y unos segundos después el núcleo se estabiliza en un nivel de potencia ligeramente mayor. El operador vuelve a insertar la BC y el núcleo se estabiliza en las condiciones nominales.

Este accidente se analiza utilizando un modelo 3D con efectos nucleares y termohidráulicos acoplados. El tiempo para la inserción de reactividad es mayor que la constante de tiempo térmica del combustible y que el tiempo de transporte hidráulico del núcleo, así que los cálculos son cuasiestacionarios.

Los criterios de aceptación para el análisis son los relativos al MCPR y a la deformación plástica (menor al 1%).

Arranque de una bomba de recirculación inactiva

El origen sería el accionamiento manual por parte del operador para poner en marcha una bomba de recirculación, con el circuito restante en funcionamiento. Es un incidente de frecuencia moderada. La bomba inyecta agua fría en el núcleo, con lo que se produce un pequeño pico de flujo neutrónico y la correspondiente respuesta térmica del combustible.

Fallo del control del caudal de recirculación con caudal creciente

El fallo del dispositivo principal de control o del dispositivo de control del flujo neutrónico puede provocar un incremento en el caudal de refrigerante por el núcleo. También puede deberse al fallo del dispositivo de control de caudal de los circuitos.

Se clasifica como un incidente de frecuencia moderada. Puede deberse a la apertura rápida de una o dos válvulas principales del circuito de recirculación. En ambos casos hay una rápida elevación del nivel de potencia del reactor que provoca la parada del reactor por alto flujo neutrónico, disparo de turbina principal y de turbobombas de agua de alimentación.

En el análisis se supone que las válvulas abren a su velocidad de carrera máxima. Los transitorios más severos de este tipo tienen lugar cuando se parte del extremo inferior de la línea de control de caudal nominal (condiciones de caudal mínimo para la línea de control de barras al 100%)

Los criterios de aceptación son los referentes a MCPR, temperatura de centro de combustible y presión del reactor.

Accidente de colocación inapropiada de un conjunto combustible

Consiste en la carga de un conjunto de combustible en una posición errónea en el núcleo y el subsiguiente funcionamiento del núcleo. Se supone que el conjunto se coloca equivocadamente en la peor posición posible en el núcleo. Se clasifica como un incidente de baja frecuencia.

Para que este accidente se produzca tienen que ocurrir tres errores: colocación equivocada de un conjunto; el conjunto destinado en principio a esa posición también se carga en posición incorrecta (hay una permuta); y durante el procedimiento de verificación del núcleo tras la carga inicial no se detecta el error cometido. Luego, la central se pone en funcionamiento.

El peor caso se da a principio de ciclo, cuando un conjunto de bajo enriquecimiento (que debe cargarse en la periferia) se intercambia con uno de

elevado enriquecimiento previsto para tener la mayor potencia calorífica lineal y/o la más baja relación de potencia crítica en el núcleo.

Los criterios de aceptación son los relativos a MCPR y límite de deformación plástica (a través de la potencia calorífica lineal máxima, MLHGR).

Accidente de caída de una barra de control

Se produce cuando una BC de elevada antirreactividad, dentro de las limitaciones impuestas por el sistema de control de la distribución de barras en el modo de posición por grupos, cae desde la posición de totalmente insertada o intermedia en el núcleo.

Primero, la barra de mayor antirreactividad se desacopla de su mecanismo de accionamiento. El operador extrae el mecanismo, pero se supone que la barra de control desacoplada permanece fija en su lugar. Después, y de modo repentino, la BC se desbloquea y cae hasta la posición del mecanismo de accionamiento. Esto implica la inserción de mucha reactividad en el núcleo, y, como consecuencia, una excursión localizada de potencia, que puede llegar a ser varias veces la nominal. Se produce parada de emergencia, sin que se requiera acción alguna del operador

Este accidente es un fallo límite: no se prevé que suceda durante el periodo de vida de la central.

Los análisis suponen que no hay xenon y que la planta está en arranque en caliente. Se analiza para principio, mitad y final de ciclo. En los BWR de GE existen mecanismos que limitan el valor de barras: el control de secuencia de barras (BWR/4) y el BPWS, "Bank Position Withdrawal System", en los BWR/6. Si el valor de la barra es inferior a un cierto límite no se realiza el análisis por estar cubierto por análisis genéricos anteriores. Se utilizan códigos con cinética tridimensional.

Se analizan las consecuencias radiológicas del accidente: liberación de productos de fisión del combustible y su transporte al entorno.

Los criterios de aceptación son:

- Pico de entalpía menor a 280 cal/gr
- Temperatura de combustible inferior al punto de fusión
- Dosis al área de exclusión y zona de baja población por debajo de los límites de 10 CFR 100.

Orientación incorrecta de un elemento combustible

Se produce cuando se carga un EC orientado incorrectamente (elemento rotado). Para que tenga lugar han de producirse tres errores: colocar el elemento rotado, no detectarlo durante la verificación del núcleo y no detectarlo

durante las pruebas de fricción de BC que se hacen antes de la colocación de internos y cierre de la vasija.

Se clasifica como incidente infrecuente, aunque parece que está pendiente de su reclasificación a la frecuencia de DBA.

La rotación de un EC resulta en una ligera inclinación axial en el elemento hacia la posición de la barra de control. Esto produce una variación en el espesor del huelgo de agua entre los elementos. Las consecuencias adversas se limitan a unas cuantas varillas del propio elemento rotado. Dentro del elemento hay una redistribución de potencia en las varillas causadas por la inclinación y por la reorientación del enriquecimiento. El parámetro importante que se ve afectado es el factor R, que para algunas varillas aumenta, dando un margen menor de potencia crítica.

La operación con un elemento rotado no resulta en un cambio de la geometría refrigerable del elemento, sino a lo sumo en alguna perforación en un pequeño número de varillas.

Los criterios de aceptación se refieren a los límites de ETFs para la tasa de descarga de actividad por el sistema Off-Gas, y a los límites de dosis de 10 CFR 100.

3.3 Transitorios de reactividad en PWRs

3.3.1 Transitorios por efecto neutrónico

Extracción o retirada incontrolada de grupos de conjuntos de BC desde una condición subcrítica o de arranque en baja potencia (condición II)

La causa de este accidente puede ser el funcionamiento defectuoso del sistema de control del reactor o del sistema de accionamiento de las barras de control, cuando el reactor está subcrítico o caliente a potencia cero.

Los mecanismos de accionamiento de control por haces de barras están conectados en configuración de grupos preseleccionados. La energía suministrada a los grupos se controla de forma que no se pueden extraer más de 2 grupos a la vez. La máxima tasa de inserción de reactividad es la que se produce en la extracción simultánea de la combinación de 2 grupos de control que tengan la antirreactividad combinada máxima, a la máxima velocidad, y esta será una de las hipótesis en el análisis de este accidente.

A esta inserción continuada de reactividad responde el flujo neutrónico con un rápido aumento, terminado por el efecto de la realimentación Doppler, que es

esencial porque limita la potencia durante el tiempo de retardo de la acción protectora. Tras el pico de potencia se dan, sucesivamente, picos de flujo calorífico y de temperatura de combustible. La realimentación por calentamiento del moderador ensancha el pico de potencia. Los disparos de reactor que acabarían con este transitorio se deben a alto flujo neutrónico.

El análisis de este accidente se realiza en tres etapas:

- Cálculo del transitorio de potencia nuclear media, incluyendo los diversos efectos de realimentación
- Cálculo de la transmisión de calor media del núcleo, con un código de barra combustible
- Cálculo del CLEN

Se emplean en el análisis valores conservadores para el coeficiente Doppler y el de moderador. Otros conservadurismos supuestos son:

- El reactor está en caliente, a potencia cero, y el disparo del reactor se inicia por alto flujo neutrónico en el intervalo de potencia (punto de consigna bajo).
- La potencia inicial se supone menor que la prevista para cualquier situación de parada, porque esto maximiza el pico de flujo calorífico.
- Para el análisis del LEN se utilizan las formas axiales y radiales más limitantes
- Sólo dos bombas del primario están en operación

Extracción o retirada incontrolada de grupos de conjuntos de BC a potencia (condición II)

Este accidente provoca un aumento del flujo calorífico en el núcleo, y un aumento neto en la temperatura de refrigerante del reactor, hasta que la presión de los GV alcanza el punto de consigna de las válvulas de alivio o seguridad. Para evitar el daño a las vainas de combustible, el sistema de protección del reactor se diseña para terminar cualquier transitorio de este tipo. El disparo del reactor se puede producir por:

- Alto flujo neutrónico
- Sobretemperatura ΔT
- Sobrepotencia ΔT
- Alta presión en presionador
- Alto nivel en presionador

Existen además bloqueos de la extracción de conjuntos de control por haces de barras.

En plantas Westinghouse este transitorio se analiza mediante el código LOFTRAN. Entre otras, se hacen las siguientes hipótesis conservadoras:

- Se consideran 3 niveles de potencia: 100, 60 y 10 %, para cubrir todo el rango de operación
- Se analizan casos minimizando y maximizando la realimentación de reactividad
- La velocidad máxima de inserción de reactividad positiva es mayor que la correspondiente a la extracción de los dos grupos de control con la antirreactividad combinada máxima y a la velocidad máxima.

El disparo por alto flujo neutrónico proporciona protección frente a altas tasas de inserción, mientras que el disparo por sobrettemperatura ΔT protege en el dominio de las bajas tasas de inserción.

Posición errónea de un conjunto de haces de barras de control (condición II)

Se incluyen en esta categoría:

- La caída de uno o más conjuntos de barras de control
- La caída de un grupo de conjuntos de BC
- Conjunto de BC estáticamente desalineado

La caída de uno o varios conjuntos de haces de BC de un mismo grupo produce una inserción de reactividad negativa que puede ser detectada mediante el circuito de disparo por velocidad negativa de variación del flujo neutrónico en el intervalo de potencia. El reactor dispara rápidamente; el núcleo no es afectado porque la potencia disminuye rápidamente. En un transitorio así el sistema de control de barras (en modo automático) detectará una caída de potencia e iniciará en consecuencia una retirada del grupo de haces de BC. Se puede producir así una excursión de potencia, después de lo cual el sistema de control insertará el grupo para restaurar la potencia nominal.

Si la caída corresponde a un grupo de conjuntos, se producirá el mismo disparo. El núcleo tampoco se verá afectado. Los procedimientos de operación avisan al operador para que mediante el CVCS controle la concentración de boro del refrigerante y el nivel de presionador, y mediante el control del agua de alimentación principal y auxiliar mantenga el nivel en el GV.

Respecto a la alineación estática de un conjunto de control, el caso más grave se da cuando el grupo D está completamente insertado, con un conjunto de control totalmente extraído.

Dilución incontrolada de boro (condición II)

Un mecanismo de inserción de reactividad al núcleo es la adición incontrolada mediante el sistema de control químico y volumétrico (CVCS) de agua de

calidad (no borada) al primario. La dilución de boro es una operación manual, que está bajo estricto control administrativo, por procedimientos que limitan la velocidad y la duración en la dilución.

La dilución inadvertida se puede terminar cerrando la válvula de control de la aportación de agua primaria. La velocidad de adición de agua no borada al RCS está limitada por la capacidad de las bombas de reposición de agua primaria. Normalmente, sólo una bomba de carga está en operación.

Para que se produzca una dilución se requieren dos operaciones separadas: el operador tiene que cambiar del modo de reposición automático al modo de dilución, y luego debe pulsar el botón de puesta en marcha.

En los análisis se cubren todas las condiciones de operación posibles de la central: parada fría y caliente, espera caliente, arranque y operación a potencia. En reactores Westinghouse se establece un límite de tiempo de 15 minutos para que el operador detenga la dilución.

Los análisis son conservadores en cuanto a que minimizan la concentración de boro en el RCS, y maximizan tanto el aporte de agua de calidad (las dos bombas de CVCS funcionando) como el inventario de refrigerante

Se van calculando los tiempos necesarios para perder los márgenes de parada (también minimizados) requeridos por ETFs en cada modo de operación. Durante el arranque habría disparo por alto flujo neutrónico; para plena potencia el disparo sería por sobretemperatura.

La idea es comprobar que hay margen de tiempo suficiente para que el operador detenga la dilución. Después puede iniciar la reboración.

La dilución durante la recarga se evita mediante controles administrativos.

Respecto a la operación a plena potencia, hay dos posibles situaciones:

- Con el reactor en control automático, la dilución provoca un aumento de potencia que resulta en la inserción de los grupos de control por barras y una disminución del margen de parada. Existen alarmas que avisarán al operador de la condición de accidente, de forma que pueda aislar la fuente de agua de calidad del primario e iniciar de nuevo la boración antes de que el margen de parada total se pierda.
- Con el reactor en control manual, el aumento de potencia hará que el reactor alcance el punto de consigna del disparo por sobretemperatura ΔT . En este caso, el accidente de dilución de boro es esencialmente idéntico al de extracción de conjuntos de barras de control a potencia; la velocidad de inserción en el primero está dentro del rango analizado en el segundo. Se dispone de bastante tiempo, tras el disparo del reactor, para que el operador aisle las fuentes de

agua de calidad e inicie la reboración antes de que el reactor pueda volver a criticidad.

Colocación inadvertida de un elemento combustible en una posición inadecuada (condición III)

Los errores de carga de núcleo y combustible pueden surgir de

- colocación de EC en posiciones inadecuadas
- carga de una barra combustible durante la fabricación con una o más pastillas de enriquecimiento inadecuado, que puede dar lugar a mayores flujos de calor
- carga inadvertida de uno o más elementos combustible que requieran barras de veneno consumible en un nuevo núcleo sin dichas barras
- carga errónea de venenos consumibles, discretos o integrados (gadolinio), incluyendo elemento rotado y posición incorrecta

Para reducir la probabilidad de errores de carga del núcleo, cada EC se marca con un número de identificación, y se utiliza un diagrama de carga.

La distorsión de potencia debida a cualquier combinación de EC colocados indebidamente haría aumentar significativamente los factores de pico y resultaría fácilmente observable con los detectores de flujo intranucleares. Además, hay termopares colocados en la salida de muchos de los EC del núcleo, que indicarían un aumento anormal de la entalpía de refrigerante. Las mediciones de flujo intranucleares se toman durante el arranque posterior a cada operación de recarga de combustible.

La carga errónea de venenos consumibles puede ser detectable por el sistema de detectores móviles discretos. En caso contrario, su impacto sobre la distribución de potencia del núcleo es lo suficientemente pequeño para que sea acomodado dentro de las incertidumbres nucleares de la distribución de potencia del núcleo.

Estos accidentes se analizan en estado estacionario. Se calcula el impacto sobre la distribución de potencia y los factores de pico de potencia.

Extracción de un conjunto de barras de control a potencia (condición III)

Ningún fallo eléctrico o mecánico individual en el sistema de BC podría causar, durante la operación a plena potencia, la extracción accidental de un único haz de control del banco de control insertado. El operador podría deliberadamente retirar un haz del banco. Esto sería necesario para extraer un conjunto que hubiera caído accidentalmente. La extracción de un haz de control por acción

de operador (deliberadamente o por combinación de errores) daría como resultado la activación de alarmas e indicaciones visuales.

Cada banco de barras de control en el sistema está dividido en grupos de cuatro mecanismos cada uno. Los grupos de un banco se mueven secuencialmente. Cualquier fallo individual que cause la extracción afectaría a un mínimo de un grupo o cuatro haces de BC.

En el caso improbable de fallos múltiples que resulten en la extracción continua de un haz simple, no es posible asegurar, en todos los casos, el disparo automático del reactor. La extracción de un haz da como resultado una inserción de reactividad positiva que tiende a incrementar la potencia del núcleo, así como un incremento en la densidad de potencia local en la zona del núcleo "cubierta" por el conjunto de barras.

En los análisis se considera el caso de la peor extracción de barra con el reactor inicialmente a plena potencia.

Con el reactor en el modo de control manual, la extracción continua de un haz de BC conduce a un aumento en la potencia del núcleo y temperatura del refrigerante, y a un aumento en el factor de incremento entálpico en la zona en que se produce el fallo. El disparo automático del reactor puede no bastar para que se viole el LEN. Se calcula que esto ocurrirá en menos del 5% de barras combustibles. Las consecuencias radiológicas están por debajo de los límites de 10 CFR 100.

Expulsión de un conjunto de haces (o de un haz) de barras de control (condición IV)

El accidente de expulsión o eyección de barra de control, conocido por las siglas REA (Rod Ejection Accident) se define como el fallo mecánico del alojamiento o envuelta de presión del mecanismo de una barra de control, que da como resultado la expulsión de un conjunto de haces de BC a su posición completamente extraída, y del eje de accionamiento. La causa sería una rotura circunferencial casi completa e instantánea del alojamiento. La consecuencia es una inserción rápida de reactividad junto con una distribución adversa de potencia en el núcleo, lo cual puede dar lugar a un daño localizado en las barras combustibles, en el entorno de la barra expulsada. La eyección y la adición de reactividad al núcleo suceden, aproximadamente, en una décima de segundo.

Si la inserción de reactividad es suficiente, el reactor se hará crítico y la potencia crecerá rápidamente hasta que la realimentación por temperatura de combustible (básicamente debida a efecto Doppler) termine con ella en otras pocas décimas de segundo. Finalizado el pulso de potencia, el nivel es aún significativo. La realimentación de moderador y la inserción de BC por disparo del reactor añaden aún más reactividad negativa.

Estos accidentes son los de peores consecuencias dentro de los RIA en PWR. Tienen muy baja probabilidad y son accidentes base de diseño. Para reducir la probabilidad de un REA o limitar sus consecuencias se dota a los reactores de:

- Un diseño mecánico sólido, con un completo programa de control de calidad durante el montaje
- Un diseño nuclear que sitúa los grupos de BC para que el accidente produzca como mucho una pequeña excursión de reactividad. Se define un límite de inserción de barras en función del nivel de potencia. El funcionamiento con los conjuntos de haces de BC por encima de este límite garantiza una adecuada capacidad de parada y una aceptable distribución de potencia.
- Protección del reactor, en forma de disparo por alto flujo neutrónico (ajuste alto y bajo) y por alta tasa de aumento de flujo neutrónico

Este accidente es una avería límite, de muy baja probabilidad. Por tanto, los criterios de aceptación en su análisis conservador admiten un cierto grado de daño al combustible. Ese daño viene dado por los límites sobre entalpía local, temperatura de centro de combustible y DNBR. Se considera conservadoramente que la fusión de combustible se da a una entalpía de aproximadamente 280 cal/gr (dependiendo del quemado y de la relación de oxígeno a metal). Los cálculos realistas dan valores inferiores a este límite, así que no se espera que haya fusión. La variable fundamental en lo que respecta al daño de combustible es el pico axial en la entalpía radial media del combustible. Conforme aumenta, se tiene sucesivamente fallo de vaina, rotura de combustible, pérdida de geometría de la varilla, fusión de la vaina, hinchamiento del combustible por la liberación de PF, fragmentación y fusión de combustible y gran emisión de PF.

El mecanismo real para el daño al combustible es la interacción mecánica pastilla-vaina (PCMI), que lleva a una reducción de la ductilidad. Los criterios de aceptación para el REA (como para el accidente de caída de barra en BWR) están actualmente en proceso de discusión, ya que los valores hasta ahora aceptados no son válidos para quemados altos (por encima de 60 GWd/tU) e incluso se ponen en duda los valores aceptados hasta hace pocos años para quemados inferiores. Las compañías eléctricas quieren aumentar el quemado de descarga hasta 70-75 GWd/tU, lo cual permitiría ciclos más largos y menor generación de residuos de alta actividad. El problema está actualmente en proceso de análisis y experimentación.

Se han desarrollado muchos programas experimentales en relación con los RIA, desde los TREAT en la década de los 60 a los de la instalación francesa CABRI, y en concreto los realizados en la versión CABRI Water-loop que están desarrollándose en la actualidad.

Se han llevado a cabo (p.ej en los experimentos SPERT) estudios completos del umbral de fallo del combustible y del umbral de conversión apreciable de la energía térmica del combustible en energía mecánica. Para barras combustibles con vaina de zircaloy del tipo PWR se han obtenido umbrales de fallo del orden de 240 a 257 cal/gr, aunque otras barras de diseño ligeramente

distinto han presentado fallos a 225 cal/gr. Estos resultados difieren sensiblemente de los experimentos TREAT, que marcaron un límite de fallo de 280 cal/gr. Los resultados parecen indicar que este límite disminuye aproximadamente un 10% con el quemado del combustible.

Durante un transitorio de reactividad, el combustible de alto quemado experimenta fragmentación y liberación de productos de fisión. El quemado afecta a las propiedades neutrónicas, térmicas y mecánicas del combustible, por lo que tiene gran influencia en este accidente. Si la vaina falla puede liberar al refrigerante fragmentos de pastilla y PF. El mecanismo de fallo de la vaina parece ser la fusión para barras de quemado cero y la fractura frágil para barras irradiadas. La oxidación de vaina reduce el umbral de daño.

El fallo catastrófico (dispersión grande de combustible, aumento grande de presión), incluso para barras irradiadas, no se ha producido experimentalmente por debajo de 300 cal/gr. En vista de estos resultados, Westinghouse impone criterios de aceptación conservadores (más que los de la NRC) para asegurar que no hay dispersión de combustible en el refrigerante, distorsión importante de la geometría u ondas de choque intensas:

1. Entalpía media de la pastilla de combustible en el punto caliente por debajo de 225 cal/gr para combustible fresco y 200 cal/gr para irradiado
2. Temperatura media de la vaina en el punto caliente por debajo del umbral esperado de fragilidad de la vaina (2700 °F)
3. Presión en el RCS inferior a los límites de esfuerzo en condición de fallo (3115 psia)
4. Fusión de combustible en el punto caliente inferior al 10% del volumen
5. Consecuencias de dosis por debajo de los límites de 10 CFR 100

La posición reguladora americana es que la entalpía radial media del combustible no debe superar 280 cal/gr en ninguna posición axial de ninguna barra. Esto evitaría el daño catastrófico al combustible. A menores entalpías de combustibles aún puede haber daño, aunque no catastrófico. Se ha propuesto 100 cal/gr como umbral de daño al combustible (junto con el criterio DNBR). Cálculos conservadores para plantas Westinghouse indican que menos del 10% del combustible experimentaría DNB.

El REA es uno de los pocos accidentes para los que la USNRC ha escrito una Guía Reguladora (Regulatory Guide 1.77, en 1974), en la que se discute las hipótesis que deben hacerse en el análisis de licencia. Deben realizarse tres tipos de cálculo:

- Daño al combustible, mediante códigos computacionales que modelan física y termohidráulica de reactores, y comportamiento de combustible.
- Dosis al exterior, que no deberán superar los límites establecidos en 10 CFR 100

- Presión del RCS, para determinar la integridad de la barrera. La posición reguladora es que la máxima presión en el transitorio debe ser inferior al valor que provoque tensiones por encima de los límites establecidos en la sección III del pertinente código ASME.

El cálculo del transitorio de expulsión de barras se realiza en dos fases: primero un cálculo medio de los canales del núcleo, y después un cálculo de la zona caliente.

- Análisis medio del núcleo, utilizando los métodos de cinética espacial de neutrones para determinar la generación media de potencia con el tiempo. Se utilizan modelos de transferencia de calor transitoria en refrigerante, vaina y combustible, para calcular los efectos de la realimentación Doppler y de moderador.
- Análisis del punto caliente: la generación media de energía en el núcleo antes obtenida se multiplica por los adecuados factores de canal caliente, y se calcula la transmisión de calor transitoria entre combustible y vaina y la distribución de temperaturas en una sección de la barra combustible. Westinghouse emplea el código FACTRAN. Se modela la reacción entre circonio y agua.
- Análisis de sobrepresión del sistema: puesto que no se exceden los límites de combustible hay poca probabilidad de que tenga lugar dispersión de combustible en el refrigerante. El aumento brusco de presión se calcula a partir de la transmisión convencional de calor en el combustible para determinar el flujo de calor medio y de punto caliente en función del tiempo. Con estos datos se calcula entonces el cambio brusco de volumen, y a partir de ahí, el transitorio de presión. No se concede ningún crédito a la bajada de presión por el fallo de la envolvente de las barras de control.

Para realizar el análisis se asignan valores conservadores a los siguientes parámetros de entrada:

- Factores de canal caliente y valores de barras expulsadas
- Factores de ponderación de la realimentación de reactividad
- Coeficientes Doppler y de moderador
- Fracción efectiva de neutrones retardados, importante para determinar la inserción de reactividad
- Inserción de reactividad de disparo
- Efecto del SBLOCA sobre la reactividad, con la entrada del ECCS

Los análisis se llevan a cabo en condiciones de principio y fin de vida, a potencia cero y a plena potencia, y para combustible con y sin gadolinio. Los resultados de interés son los valores máximos en el transitorio de:

- Temperatura de centro de combustible
- Temperatura media de vaina
- Energía almacenada en el combustible

En todos los casos, una vez iniciada la expulsión se produce una excursión rápida de potencia, que termina por la realimentación de temperatura del combustible. En esta fase se deposita la mayor parte de la energía. Se produce entonces el disparo por alto flujo neutrónico, y sucesivos picos en potencia nuclear, temperatura media de combustible, temperatura de vaina, flujo térmico y temperatura de centro de combustible. El calentamiento del moderador inserta reactividad positiva y ensancha el pico de potencia. Todo ello en un lapso de entre 2 y 4 segundos. Hay una caída de potencia a largo plazo, por efecto de la realimentación de moderador y disparo de reactor.

Los peores resultados se obtienen a principio de vida.

Se incluye un análisis de deformaciones de la red. Hay un fuerte gradiente de temperatura en el entorno del punto caliente, que puede tender a curvar el punto medio de las barras hacia el punto caliente. Sin embargo, el resultado neto según los análisis sería una pequeña realimentación negativa.

Finalmente se lleva a cabo un análisis de las consecuencias ambientales de un accidente postulado de expulsión de barras, basado en la Guía Reguladora 1.77 y con hipótesis muy conservadoras. Se supone, de partida, que la planta está funcionando en niveles límite de ETFs de actividad en los sistemas primario y secundario. Se suponen dos caminos de liberación de actividad: fugas del recinto de contención y fugas de vapor contaminado del secundario a través de válvulas de alivio (con pérdida de la potencia exterior). Se supone también que fallan el 10% de las barras combustibles y que se funde el 0,25% del núcleo, y que la actividad se libera al primario. Las dosis calculadas se comparan con los límites de 10 CFR 100.

La rotura en la cabeza de la vasija que causa el REA también origina un pequeño LOCA, con un área de rotura inferior a 0.1 ft² (93 cm²), que da lugar a una fuerte bajada de temperatura (lo cual introduce reactividad positiva). La RG 1.77 pide que se incluyan en los análisis los efectos del SBLOCA, y que se demuestre que el fallo de un alojamiento no lleve al fallo de otros.

3.3.2 Transitorios por efecto térmico

Los accidentes que dan lugar a un aumento en la eliminación de calor por el sistema secundario en los PWR llevan a una disminución en la temperatura del primario. Esto, a causa del valor negativo en el coeficiente de reactividad, produce una inserción de reactividad. Asimismo, se produce un aumento en la densidad del refrigerante y por ello una disminución en la presión del sistema. (el aumento de potencia se verá atenuado por la capacidad térmica de primario y secundario)

Incidente de aumento excesivo de carga (condición II)

Este incidente puede resultar de una violación de procedimientos administrativos, o de un fallo del equipo de control de descarga de vapor, o del control de la velocidad de la turbina. En cualquier caso, provoca un rápido aumento del caudal de vapor y con ello un desequilibrio entre potencia generada en el núcleo y la extraída en los GV. El sistema de control del reactor está diseñado para acomodar un cierto incremento de carga en escalón o en rampa. Velocidades de aumento de carga por encima de estos valores puede originar un disparo del reactor activado por el SPR, por sobrepotencia ΔT , sobretemperatura ΔT o por alto flujo neutrónico.

El análisis se realiza suponiendo un aumento de carga en escalón, y se analizan casos combinando control manual o automático de reactor con realimentación de reactividad (temperatura de moderador y Doppler) máxima o mínima. Se trata conservadoramente la apertura de válvula de la turbina, y no se consideran los calentadores del presionador.

Evacuación excesiva de calor a causa de defectos de funcionamiento del sistema de agua de alimentación (condición II)

En este apartado se incluyen:

- Apertura accidental de la válvula de baipás de los calentadores del agua de alimentación, que produce una reducción en la temperatura del agua de alimentación
- Apertura total de una válvula de control o derivación de agua de alimentación, que da lugar a un caudal excesivo de agua de alimentación a uno de los GV.

En ambos transitorios aumenta el nivel en el GV. El primero es más benigno que el segundo. El segundo caso puede deberse a funcionamiento defectuoso del sistema de control de AA, o a un error del operador. En ambos casos, a potencia, se crea una demanda de carga mayor al RCS.

Los disparos por alto flujo neutrónico, sobretemperatura ΔT , sobrepotencia ΔT y baja presión en presionador, así como el disparo de turbina por muy alto nivel en GV (que implica el disparo del reactor y el aislamiento de AA) evitan que el CLEN pueda ser menor que el de diseño. Además, la adición continuada durante largo tiempo de agua de alimentación en exceso se evita mediante el disparo por muy alto nivel en el GV, que dispara la turbina y las bombas de agua de alimentación principal.

Para evitar la adición continuada de excesiva AA a un GV se acciona una alarma por desajuste de nivel. Además se dispone de enclavamientos para cerrar válvulas de control y aislamiento del AA principal.

El primer caso es equivalente (aunque más benigno) al accidente de aumento excesivo de carga.

El segundo caso se analiza considerando la apertura completa accidental de una válvula de control de AA, en condiciones tanto de carga nula como de plena potencia, y en este último caso suponiendo control de barras manual o automático.

Se hacen hipótesis conservadoras sobre los coeficientes Doppler y moderador. No se tiene en cuenta la capacidad calorífica de las estructuras de metal para atenuar el enfriamiento del RCS, ni la capacidad calorífica del vapor y el agua en los GV no afectados.

El aumento de caudal por apertura total de una válvula de control termina por la señal de nivel muy alto en GV, que aísla el AA y dispara las bombas de AA principal.

Descompresión accidental del sistema de vapor principal (condición II)

El más grave de estos transitorios corresponde a la apertura inadvertida de una válvula de baipás de turbina, de alivio o de seguridad del GV, que queda atascada abierta. La rotura de línea de vapor, por su importancia, la analizamos en el siguiente apartado.

Como consecuencia de este accidente hay un aumento inicial del caudal de vapor, que luego disminuye por la despresurización. La temperatura y presión del RCS disminuyen. El enfriamiento resulta en una reducción del margen de parada del núcleo. El transitorio termina por inyección de agua borada.

Se realiza el análisis para demostrar que se satisface el siguiente criterio: suponiendo un conjunto de barras de control atascado y un fallo único en las salvaguardias tecnológicas no se producirá daño al núcleo ni al RCS tras el disparo del mismo en el caso de liberación de vapor equivalente a la apertura espuria con fallo al cierre de una válvula mayor de baipás de turbina, alivio o seguridad del GV.

Los sistemas siguientes protegen contra una descompresión accidental del sistema de vapor principal:

- 1) Actuación del ECCS por baja presión en presionador, alta en contención o baja en línea de vapor
- 2) Aislamiento de línea de vapor por alta presión en contención o baja en línea de vapor
- 3) Disparo de reactor por sobrepotencia (flujo neutrónico y ΔT) y por señal de inyección de seguridad
- 4) Aislamiento de AA

En el análisis se suponen, entre otros, los siguientes conservadurismos:

- Conjunto de mayor antirreactividad atascado en su posición de completamente extraído
- Coeficiente de moderador correspondiente a fin de ciclo

- Capacidad mínima de inyección de boro disuelto.
- Condiciones iniciales de parada caliente
- No se tiene en cuenta la energía almacenada en el metal del sistema (a excepción de los elementos combustibles) ni en los otros GV
- Válvula de máxima área, entre las de baipás de turbina, alivio y seguridad de GV

Fallo del regulador de presión de vapor que ocasiona un aumento del caudal de vapor (Condición II)

Produce un desequilibrio entre la potencia del núcleo y la demanda de carga. Se analizan varios casos combinando control manual o automático del reactor con realimentación de reactividad del moderador máxima y mínima.

El sistema de control está diseñado para absorber aumentos de carga por debajo de un cierto umbral. Por encima, hay disparo de reactor. Es un transitorio de sobrepotencia: el reactor se estabiliza en un nivel de potencia más alto.

Roturas de tuberías grandes del sistema secundario (condición IV)

En una hipotética rotura de una tubería de vapor principal se produciría un aumento inicial en el caudal de vapor, y después una paulatina disminución a causa de la despresurización. La temperatura y presión del RCS disminuirían, y este enfriamiento, en presencia de un coeficiente de temperatura de moderador negativo, llevaría a una reducción del margen de parada del núcleo (inserción de reactividad y aumento de potencia), limitado por la realimentación Doppler. Si se supone que el haz de barras de control más reactivo se queda agarrotado en su posición de completamente extraído tras el disparo del reactor, se minimiza el margen de parada y existe mayor probabilidad de que el núcleo se haga crítico y retorne a potencia. La reacción de fisión es finalmente parada por el boro disuelto en el agua de la inyección de seguridad.

Los criterios de aceptación en el análisis de la rotura de una tubería de vapor principal son los siguientes:

- Suponiendo un haz de barras de control agarrotado (con o sin potencia exterior) y un fallo simple en las salvaguardias tecnológicas, no se produce daño alguno al primario ni al núcleo.
- La energía liberada a la contención a causa de la peor rotura no ocasiona ningún fallo en la estructura de la contención.
- La dosis de radiación al exterior excede los límites de 10 CFR 100

Se admite que se pueda producir LEN y perforación en algunas vainas. No obstante, los análisis suelen indicar que no se llega a tal situación.

La rotura grande de una tubería de vapor principal es el transitorio de enfriamiento más limitante, y se analiza a potencia nula y sin calor de desintegración. Las protecciones contra este accidente son:

- 1) Actuación del sistema de inyección de seguridad (IS), por baja presión en presionador, baja presión en línea de vapor o alta presión en el recinto de contención.
- 2) Disparos de reactor por sobrepotencia (flujo neutrónico y ΔT) y por señal de IS.
- 3) Aislamiento del AA principal por señal de IS
- 4) Disparo de las válvulas de cierre rápido de la tubería de vapor, por baja presión en línea de vapor o muy alta presión en contención

El análisis del accidente incluye hipótesis conservadoras como:

- Margen de parada correspondiente a final de vida, y haz de control en su posición totalmente extraída
- Coeficiente negativo de moderador a final de vida
- Distribución uniforme de potencia en el núcleo
- Capacidad mínima de inyección de boro correspondiente al fallo único más restrictivo en la IS
- Valor de diseño del coeficiente de transferencia de calor de los GV, considerando ensuciamiento en los tubos
- Factores de pico máximos de potencia correspondientes a final de vida del núcleo
- Condiciones iniciales de parada caliente
- Separación perfecta de humedad en el GV
- Aislamiento de líneas de vapor por señal de baja presión de vapor
- Rotura máxima de las que pueden producirse fuera de contención

La rotura se analiza con o sin pérdida de potencia exterior.

En el caso A (potencia exterior disponible), el núcleo alcanza la criticidad antes de que se inyecte la solución de boro. Se alcanza un pico de potencia en el núcleo bastante por debajo de la potencia máxima nominal.

En el caso B (pérdida de potencia exterior en el momento en que se genera la señal de IS), la criticidad llega más tarde, y el pico de potencia es menor que en el caso A, porque la disminución en el caudal del RCS hace que disminuya la capacidad del GV que se vacía para enfriar el primario.

Tras una rotura de tubería de vapor solamente se descarga completamente un GV; los restantes están aún disponibles para disipar el calor residual. En el caso de pérdida de la potencia exterior este calor se extrae a la atmósfera mediante las válvulas de descarga atmosférica.

Para este accidente se lleva a cabo un análisis de consecuencias radiológicas. No conduce a liberación de actividad a menos que se produzcan fugas desde el primario al secundario en los GV. Sin embargo, se hace la hipótesis de que

antes del accidente ha habido fugas en los GV y que hay pérdida de potencia exterior coincidente, junto con otra hipótesis conservadoras.

4.RESUMEN.

Las plantas nucleares deben diseñarse de manera que su funcionamiento seguro no quede comprometido por posibles situaciones anómalas y accidentales. Las denominaciones "accidentes de diseño" o "accidentes base de diseño" (DBA) o "envuelta base de diseño" se refieren a estos sucesos o transitorios de la central frente a los cuales se diseñan la central y sus sistemas. Los accidentes de diseño se agrupan de acuerdo con su frecuencia; hay diferentes clasificaciones, pero lo normal es distinguir una categoría de sucesos esperables en la operación normal, otra de accidentes que puedan llegar a darse alguna vez en la vida comercial de una planta, y una tercera de accidentes que podrían darse alguna vez en alguna planta. Y se define una cuarta categoría en la que se engloban accidentes que no se espera que puedan darse nunca en ninguna planta, pero que se incluyen en el diseño. Éstos son los fallos o averías límite, y a veces se reserva para ellos la denominación DBA.

Un tipo de accidentes esencial en el diseño de las plantas son los accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA). Los grandes LOCA son hipotéticas roturas catastróficas de tuberías del sistema de refrigerante del reactor, y pertenecen a la categoría de las averías límite. Los pequeños LOCA, correspondientes a roturas menores (u otros sucesos como aperturas inadvertidas de válvulas) pertenecen a la categoría de los accidentes infrecuentes. El análisis de LOCA tiene como objetivo demostrar que el diseño de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) de las plantas es capaz de mantener el núcleo sin daños que impidan su recuperación y refrigeración a largo plazo después de un LOCA. Estos análisis se han realizado mayoritariamente con modelos e hipótesis conservadoras, pero desde hace unos años la regulación permite que se analicen con modelos realistas fiables y acompañados de un estudio de incertidumbres.

Otro tipo característico de accidentes lo constituyen los accidentes de inserción de reactividad (RIA). Se producen cuando por algún suceso de origen neutrónico o térmico se produce una inserción de reactividad positiva en el núcleo, con el consiguiente aumento de potencia nuclear. Los informes finales de seguridad de las plantas describen un buen número de transitorios de reactividad, desde algunos relativamente frecuentes (una vez o más en la vida de una planta) hasta averías límite como son la eyección de barra de control (REA) en PWRs y la caída de barra de control (RDA) en BWRs. Los criterios de aceptación del REA (básicamente el criterio de pico de entalpía de combustible) están todavía bajo discusión.

5.BIBLIOGRAFÍA.

"The thermal-hydraulics of a boiling water reactor", R.T. Lahey, Jr. & F.J. Moody. American Nuclear Society. 2nd edition, 1993.

"Thermal analysis of pressurized water reactors". L.S. Tong, J. Weisman. American Nuclear Society. 3rd edition, 1996.

"Quantifying reactor safety margins", B. Boyack et al. NUREG/CR-5249. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1989. Accesible en www.nrc.gov.

"Compendium of ECCS research for realistic LOCA analysis". NUREG-1230. US Nuclear Regulatory Commission, 1988

"Phenomenon identification and ranking tables (PIRTs) for Loss-of-Coolant Accidents in Pressurized and Boiling Water Reactors Containing High Burnup Fuel". NUREG/CR-6744. US Nuclear Regulatory Commission, 2001. Accesible en www.nrc.gov

"Thermohydraulics of emergency core cooling in light water reactors". CSNI Report No. 161. OECD Nuclear Energy Agency, 1989. Accesible en www.nea.fr/html/nsd/.

"Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for rod ejection accidents in pressurized water reactors containing high burnup fuel". NUREG/CR-6742. US Nuclear Regulatory Commission, 2001. Accesible en www.nrc.gov

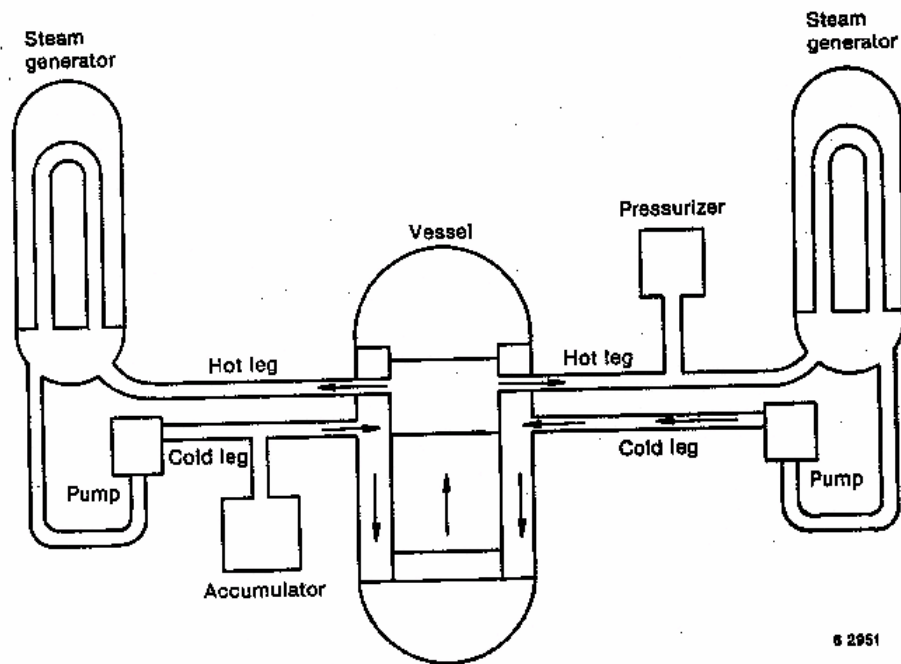


Fig.1 : PWR en funcionamiento normal

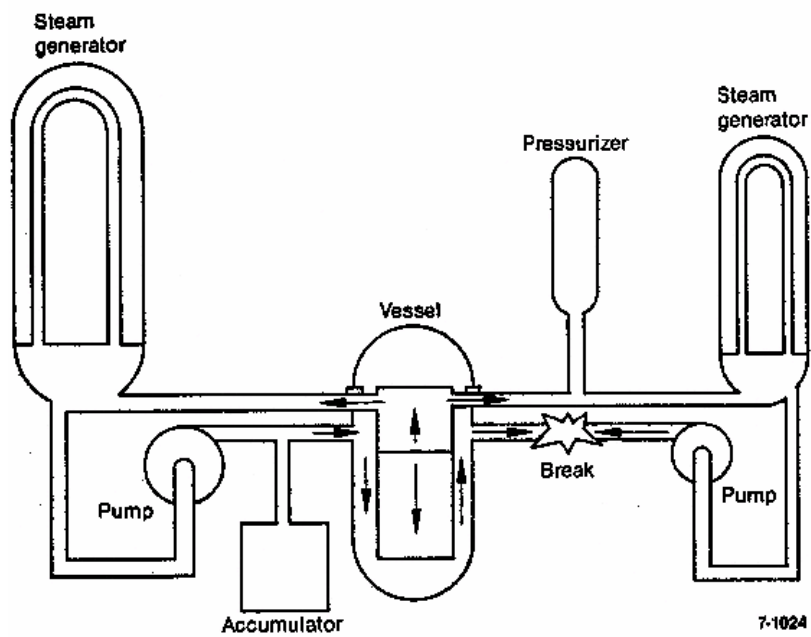


Fig. 2 : PWR inmediatamente tras rotura en rama fría

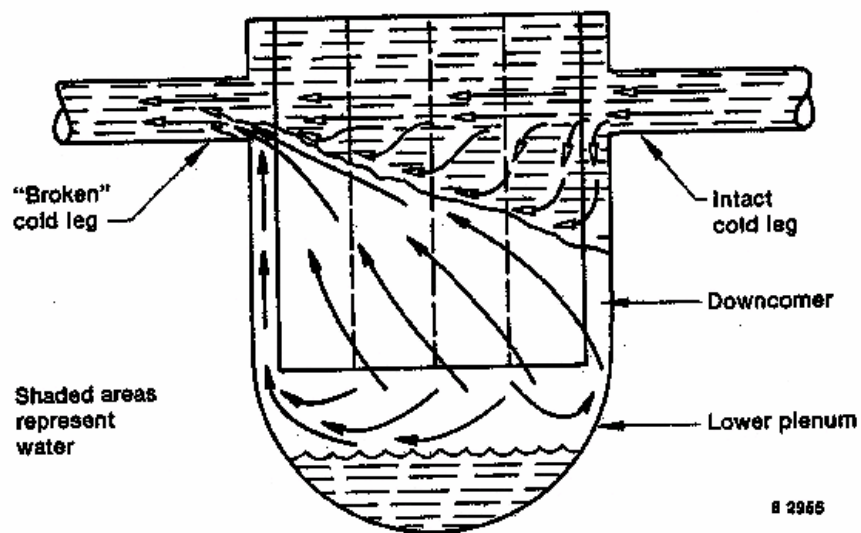


Fig.3 Baipás del ECCS durante un LOCA

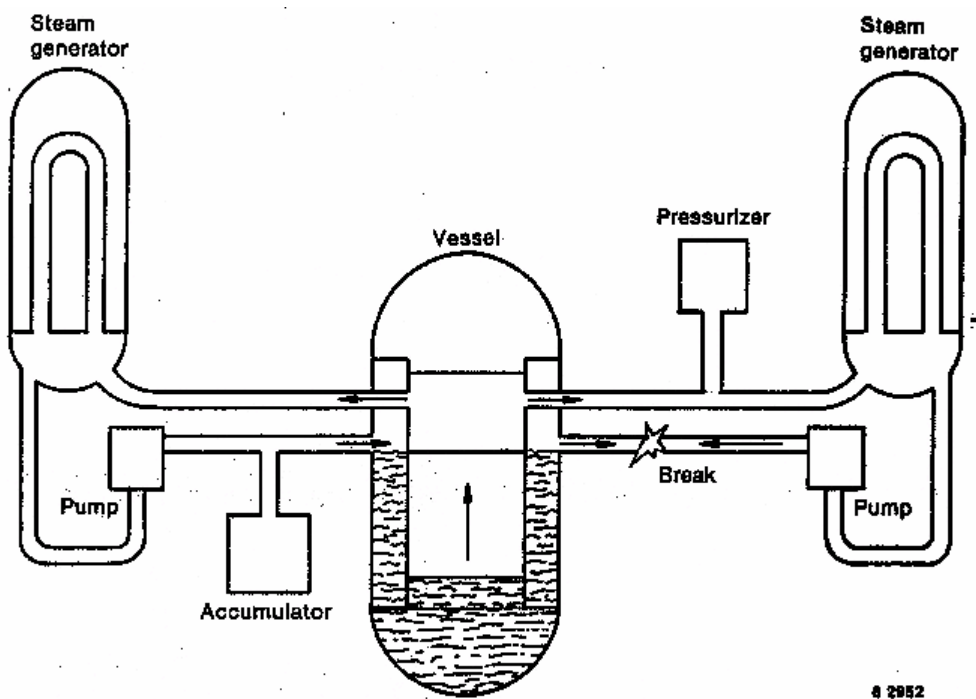


Fig. 4 SBLOCA en PWR: comienzo de la reinundación

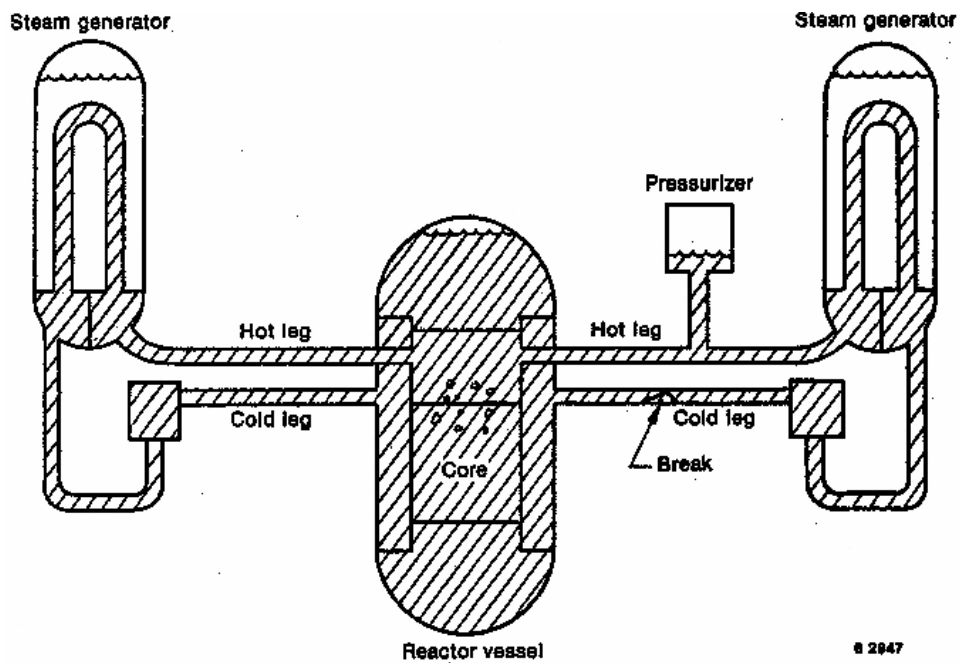


Fig. 5 : BWR en operación normal

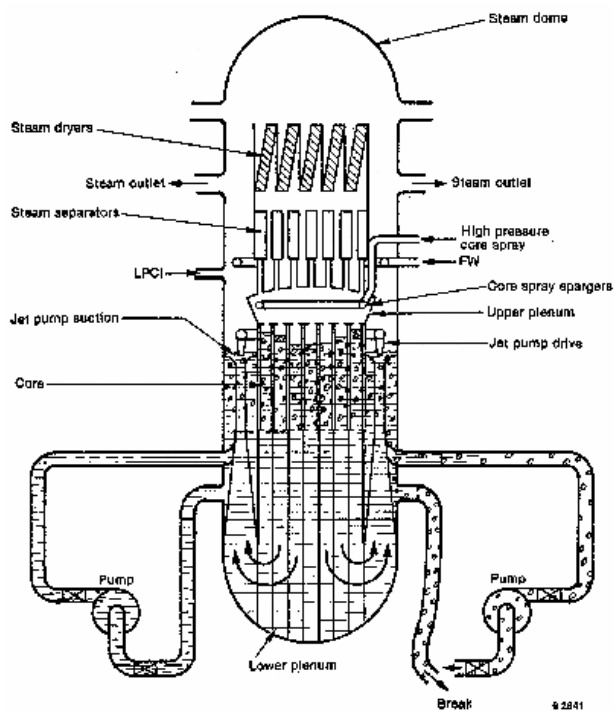
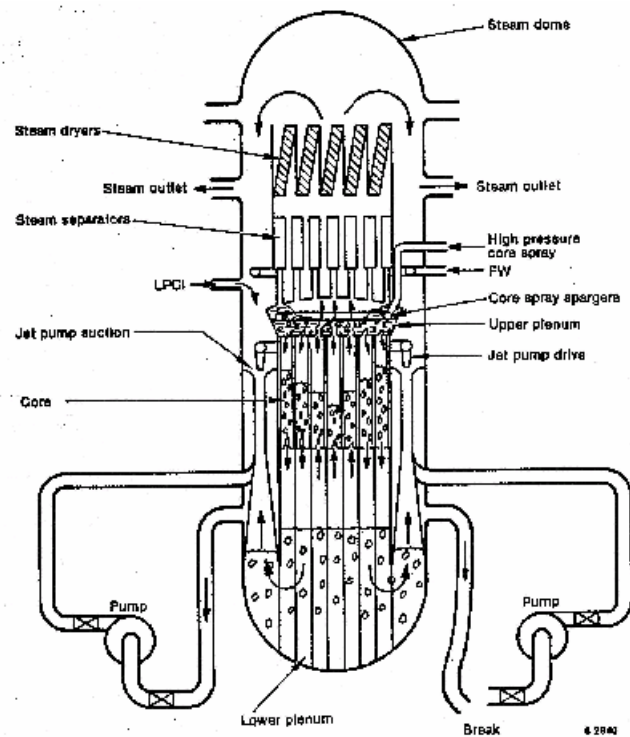


Fig. 6: Descubrimiento de las bombas de chorro en un LBLOCA - BWR



Otros temas relacionados:

1er ejercicio:

- B.11. Centrales nucleares de agua ligera tipo PWR. Características, análisis de las mismas.
- B.12. Centrales nucleares de agua ligera tipo BWR. Características, análisis de las mismas.
- B.13. Mecánica de fluidos y transmisión de calor en centrales nucleares. Pérdidas de refrigerante del reactor. Refrigeración por convección natural. Golpes de ariete. Descarga de válvulas de alivio y seguridad.
- C.13. Análisis de experiencia operativa en centrales nucleares. Accidentes más importantes ocurridos en centrales nucleares. Consecuencias y lecciones aprendidas.
- C.15. Fenomenología de accidentes severos.

3er ejercicio:

- A. 6. Sistemas de refrigeración de emergencia en centrales nucleares de agua ligera.
- A.12. Flujo y transmisión de calor en régimen bifásico. Análisis termohidráulico del núcleo. Análisis multicanal.
- A.17. Guías de gestión de accidentes severos.