

## TERCER EJERCICIO

### **GRUPO A: SEGURIDAD NUCLEAR**

**Tema 12: La contención en centrales nucleares. Tipos. Requisitos. Diseño. Pruebas. Sistemas de salvaguardias asociados a la contención en centrales nucleares**

#### ÍNDICE

1. LA CONTENCIÓN PRIMARIA Y LA CONTENCIÓN SECUNDARIA .....	3
1.1. ASPECTOS ESTRUCTURALES DEL RECINTO DE CONTENCIÓN ....	4
1.2. ASPECTOS FUNCIONALES DE LA CONTENCIÓN.....	5
2. EL DISEÑO FUNCIONAL DE LA CONTENCIÓN.....	5
2.1. CONTENCIÓN SECA .....	5
2.2. MÁXIMA DEPRESIÓN DEL RECINTO DE CONTENCIÓN .....	8
3. 2.3. CONTENCIÓN DE SUPRESIÓN DE PRESIÓN TIPO MARK III .....	8
2.4. CONTENCIÓN DE SUPRESIÓN DE PRESIÓN TIPO MARK I .....	10
2.5. CARGAS HIDRODINÁMICAS EN LAS CONTENCIONES DE SUPRESIÓN DE VAPOR	11
3. EL SISTEMA DE EXTRACCIÓN DE CALOR DE LA CONTENCIÓN. ....	12
3.1. CENTRALES PWR DISEÑADAS POR WESTINGHOUSE .....	12

3.2. SISTEMA DE EXTRACCIÓN DE CALOR DE LA CONTENCIÓN EN UNA CENTRAL BWR .....	14
5. 3.3. EL INCIDENTE DE BARSEBACK.....	15
4. LA CONTENCIÓN SECUNDARIA.....	16
5. EL SISTEMA DE AISLAMIENTO DE LA CONTENCION. ....	17
6. EL PROGRAMA DE PRUEBAS DE FUGAS DE LA CONTENCION.....	19
7. EL SISTEMA DE CONTROL DE GASES COMBUSTIBLES.....	20
7.1. EL CONTROL DEL HIDRÓGENO EN CASO DE ACCIDENTE BASE DE DISEÑO.....	21
8. 7.2. EL CONTROL DEL HIDRÓGENO EN CASO DE ACCIDENTE CON DAÑO AL NÚCLEO.....	22
9. 8. BIBLIOGRAFÍA.....	25
9. RELACIÓN CON OTROS TEMAS DEL TEMARIO.....	25

## **RESUMEN EJECUTIVO**

El recinto de contención ó contención primaria es la última barrera para impedir la liberación de productos de fisión al exterior en caso de accidente. Algunas centrales están equipadas con la llamada contención secundaria, una estructura que rodea la contención primaria y que recoge y trata los productos de fisión que se fugan de ésta. Las contenciones pueden ser metálicas, de hormigón armado y de hormigón pretensado. Los accidentes base de diseño no deben superar ni la presión, ni la temperatura, ni la presión negativa de diseño del recinto de contención. Las denominadas contenciones secas consiguen este propósito gracias a su gran volumen libre, a la absorción de energía por los sumideros pasivos de calor de la contención y a la actuación del sistema de extracción de calor de la contención. Las contenciones con sistemas de supresión de presión consiguen este objetivo mediante la piscina de supresión que condensa el vapor liberado en caso de accidente y el sistema de refrigeración de la piscina de supresión. Todas las penetraciones mecánicas y eléctricas del recinto de contención están equipadas con dispositivos de aislamiento redundantes, que se cierran en caso de accidente. El programa de pruebas de fugas de la contención garantiza que su cierre es suficientemente estanco, para impedir que el público reciba dosis inaceptables en caso de accidentes. Las contenciones están equipadas con sistemas que impiden la combustión del hidrógeno generado en casos de accidente base de diseño y, tras la implantación de acciones como consecuencia del accidente de Fukushima de 2011, están equipadas con un sistema de recombinadores autocatalíticos pasivos (PAR) y un sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC) que impiden que la combustión del hidrógeno generado en caso de accidente severo pueda romper la contención.

### **1. LA CONTENCIÓN PRIMARIA Y LA CONTENCIÓN SECUNDARIA**

1. La contención primaria ó contención es la estructura de una central nuclear que actúa como última barrera para impedir la liberación de productos de fisión al exterior en caso de accidente. Dentro de la contención primaria se incluye:

- La estructura de contención y sus compuertas de accesos y penetraciones.
- Las válvulas, tuberías, sistemas cerrados y otros componentes empleados para aislar la contención del medio ambiente.

Algunas centrales nucleares están equipadas con la denominada contención secundaria. La contención secundaria es la estructura que rodea la contención primaria y que actúa como barrera adicional para controlar la liberación de productos de fisión. En España disponen de contención secundaria C.N. "Santa María de Garoña", C.N. Cofrentes y C.N. Trillo.

## **1.1. ASPECTOS ESTRUCTURALES DEL RECINTO DE CONTENCIÓN**

En esta sección se hace una breve descripción de la contención desde el punto de vista estructural (ref.1). Se pueden usar tres tipos de estructuras en el recinto de contención de los reactores de agua ligera:

•**Estructuras de hormigón armado ó de hormigón pretensado.** Son típicas de los reactores PWR diseñadas por Westinghouse. El hormigón está recubierto de una chapa de acero denominada "finer" ó piel de hermeticidad, cuya única función es proporcionar estanqueidad al recinto de contención en caso de accidente.

•**Estructuras metálicas.** Son típicas de las centrales BWR y de los reactores PWR diseñados por KWU. La forma de la contención varía con el diseño de la central: es esférica en las centrales PWR diseñadas por KWU, en forma de bombilla con un toro en el caso de centrales BWR con contención Mark I y un cilindro vertical de acero con una cúpula hemisférica, toro esférica ó elipsoidal en las centrales BWR con contención Mark III.

El recinto está diseñado para cargas normales, cargas debidas a accidentes tanto internos como los procedentes del entorno exterior, cargas en servicio y cargas factoriales.

Las cargas de servicio se componen de:

•**Cargas de construcción.** Cargas aplicadas durante la construcción que pueden afectar a la integridad estructural y estanqueidad del recinto de contención durante todo su periodo de vida.

•**Cargas de ensayo.** Incluye todas las cargas aplicadas durante la prueba de integridad estructural. Esta prueba se realiza antes de la entrada en operación de la central y sirve para verificar que la contención resiste una presión igual a su presión de diseño. En general, las deformaciones producidas en la contención hasta la presión de diseño están en el rango elástico. Estudios recientes de APS de nivel 2 han mostrado que, en general la presión de fallo de la contención está comprendida entre dos y cuatro veces la presión de diseño de la contención.

•**Cargas normales.** Incluye las cargas que pueden esperarse durante la operación normal de la planta más las cargas debidas al terremoto base de operación.

Las cargas factoriales incluyen:

•**Cargas anormales.** Las cargas de presión, temperatura y otros efectos resultantes del accidente base de diseño.

•**Condiciones ambientales severas.** Incluyen la carga resultante de cualquier acontecimiento que ocurren infrecuentemente.

•**Condición externa.** Se incluyen las cargas resultantes de cualquier suceso que será muy improbable. Se incluyen en este apartado el terremoto de parada segura y el tornado base de diseño.

•Cargas causadas por causas externas y debidas a la mano del hombre, como explosiones de gas, choque de aviones etc.

## **1.2. ASPECTOS FUNCIONALES DE LA CONTENCIÓN**

Desde el punto de vista funcional, el recinto de contención puede ser de los siguientes tipos (ref. 2).

- **Contención seca.** Este tipo de contenciones son como una gran caja. Su capacidad para resistir las cargas originadas por un accidente base de diseño se debe a su gran volumen libre (60.000 m<sup>3</sup> en centrales de 1.000 Mwe), los sumideros pasivos de calor (estructuras de hormigón y acero dentro de la contención) y la actuación del sistema de extracción de calor de la contención. Todas las centrales PWR españolas tienen contención seca.
- **Contención de supresión de presión.** Este tipo de contención se compone de los siguientes elementos: el pozo seco, la piscina de supresión de presión y la cámara de supresión. El pozo seco es la estructura que rodea el sistema de refrigeración del reactor. La piscina de supresión de presión es una masa de agua a la que se dirige el vapor liberado en caso de LOCA para que se condense y se evite la presurización de la contención primaria. La cámara de supresión es la estructura que alberga la piscina de supresión y la atmósfera que la rodea. La conexión entre el pozo seco y la cámara de supresión se realiza a través de unos venteos. Este tipo de contención es propio de las centrales BWR y su volumen libre es menor que el de las contenciones secas. Así en la contención tipo Mark I (ej, C.N. "Santa María de Garoña") el volumen libre es de unos 6.000 m<sup>3</sup> y en las contenciones tipo Mark III (ej, C.N. Cofrentes), su volumen libre es de unos 35.000 m<sup>3</sup>. En las contenciones tipo Mark I, la cámara de supresión también se llama toro (por su forma geométrica) ó pozo húmedo. En las contenciones Mark III, la cámara de supresión se llama contención, mientras que el término pozo húmedo es sólo una parte de la contención (ver sección 2.5.1).

## **2. EL DISEÑO FUNCIONAL DE LA CONTENCIÓN**

La contención primaria debe ser capaz de resistir las máximas presiones, depresiones y temperaturas que se producirían en su interior durante los accidentes postulados. En esta sección se exponen los métodos y criterios seguidos para la realización de los análisis que determinan las máximas presiones, depresiones y temperaturas que se alcanzan en el recinto de contención (ref. 2 a 4).

### **2.1. CONTENCIÓN SECA**

Este tipo de contención, la máxima presión en la contención se alcanza cuando se produce una rotura en una tubería de alta energía del sistema de refrigeración del reactor. La máxima temperatura se alcanza cuando se rompe una tubería de vapor principal. Antes de entrar en las hipótesis de los cálculos que se realizan para obtener estos valores, se expondrá la fenomenología asociada a la rotura de una tubería de alta energía del sistema de refrigeración del reactor.

La liberación de masa y energía a la contención seca de un PWR después de la rotura de una tubería del sistema de refrigeración del reactor se divide en cinco fases.

La primera fase se denomina descarga ("blowdown"). Esta fase comienza en el momento en que se produce la rotura y termina cuando se igualan las presiones del reactor y de la contención. Dura unos 20 segundos y toda la descarga de fluido proviene del primario. En esta fase la presión en la contención sube hasta  $2,5 \text{ kg/cm}^2$  y son los sumideros pasivos de calor los que se encargan de absorber energía.

La segunda fase se denomina "refill" (relleno del plenum inferior de la vasija hasta la cota inferior del núcleo activo). En los análisis de contención, se considera que este relleno es instantáneo, porque esto maximiza la presión en la contención.

La tercera fase se denomina reinundación y dura hasta que el nivel de agua en la vasija alcanza 66 cm (2 pies) por debajo de la cota superior del núcleo activo.

La cuarta fase se denomina post-reinundación y se prolonga hasta que se igualan las temperaturas de la vasija y del generador de vapor.

La quinta fase se denomina fase de eliminación del calor de desintegración.

Durante las tres últimas fases, el fluido liberado a la contención viene del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. Para roturas de la rama caliente el agua se descarga en la contención sin pasar por los generadores de vapor, y la presión en la contención no excede el valor alcanzado en la fase de descarga.

Para roturas de la rama fría el agua pasa por la vasija y los generadores de vapor, por lo que se descarga más vapor a la contención. Los sumideros pasivos de calor no son capaces de absorber esta energía, por lo que es necesaria la actuación del sistema de extracción de calor de la contención para evitar que se supere la presión de diseño de la contención. La máxima presión en la contención es de unos  $3,5 \text{ kg/cm}^2$  y se alcanza después de los 5 primeros minutos de ocurrido el accidente. La presión de diseño es de unos  $4,5 \text{ kg/cm}^2$ .

El diseño del sistema de refrigeración de emergencia en las centrales PWR alemanas no produce vapor después de la descarga, por lo que no es necesario el sistema de extracción de calor de la contención.

### **2.1.1. Hipótesis utilizadas en los cálculos de máxima presión y temperatura.**

#### **2.1.1.1. Roturas postuladas**

**Roturas postuladas en el sistema de refrigeración del reactor.** No es posible saber a priori cual será la rotura que produzca la máxima presión en la contención, por lo que se deben analizar varias. El conjunto de roturas seleccionadas incluirá la rotura con separación de extremos de la tubería, hasta incluir la mayor tubería del sistema de refrigeración del reactor.

**Roturas postuladas en el sistema secundario.** Se incluirán roturas con separación de extremos de la tubería, hasta incluir la mayor tubería del secundario y roturas longitudinales de las tuberías de mayor diámetro con un área igual al área transversal de la tubería. Además, se incluirán diversos valores de la potencia inicial del reactor.

#### **2.1.1.2. Fuentes de energía**

Se considerarán, al menos, las siguientes fuentes de energía.

- El inventario de agua en el primario y energía almacenada en las estructuras metálicas del sistema de refrigeración del reactor.
- En los generadores de vapor se maximizan el inventario de agua en el secundario y la energía almacenada en las superficies metálicas.
- Energía almacenada en el núcleo
- El calor residual.
- La reacción metal agua. Esta energía se libera de forma uniforme en un período no superior a 2 minutos.

#### **2.1.1.3. Condiciones iniciales**

En los cálculos de máxima presión y temperatura en la contención se tendrán en cuenta las siguientes condiciones iniciales:

- El nivel de potencia del reactor será hasta el 102% de la potencia licenciada.
- El tiempo de vida del núcleo será el que produzca la máxima energía procedente del calor residual y de la energía almacenada en el núcleo.
- Los siguientes parámetros se elegirán para maximizar la máxima presión y temperatura en contención: temperatura de entrada en el núcleo, presión en el primario, presión y nivel en el generador de vapor, nivel en el presionador, presión, temperatura y humedad relativa de la atmósfera de la contención, etc.
- Se aplicará el criterio de fallo único más limitante para estos cálculos, p.ej. fallo de un Diesel, fallo de un tren del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del rociado de contención etc.

#### **2.1.1.4. Modelación de la contención.**

El cálculo de la presión y la temperatura en la contención se basa en la solución de las ecuaciones de conservación de la masa y energía en las regiones de la contención. La contención se dividirá en dos regiones:

- **Atmósfera.** El vapor y los gases no condensables estarán mezclados de forma homogénea en la atmósfera.
- **Sumidero de la contención.** Esta región sólo contiene líquido y recoge el agua que hay en el suelo de la contención. No es necesario imponer el equilibrio térmico entre ambas zonas.

- **Interfase atmósfera-sumidero.** No es necesario considerar la transferencia de masa y energía en la interfase sumidero-atmósfera por evaporación, a no ser que se exceda la temperatura de saturación en el sumidero.

Se dará crédito a los sumideros pasivos de calor de la contención. La transmisión de calor a la superficie del sumidero se hará por los siguientes mecanismos: convección, condensación y radiación. En el interior del sumidero, el calor se transmitirá por conducción. Las propiedades térmicas del sumidero pasivo se escogerán para que se asegure un bajo transporte de energía térmica.

## **2.2. MÁXIMA DEPRESIÓN DEL RECINTO DE CONTENCIÓN**

Existen accidentes que pueden poner la contención a depresión, es decir, a presiones más bajas que la presión atmosférica. Por tanto, los análisis de seguridad de una central deben demostrar que la contención es capaz de resistir la máxima depresión que puede originar un accidente. En general, el accidente base de diseño para la presión negativa suele ser la actuación inadvertida del sistema de rociado de contención.

Antes de detallar los pormenores de estos análisis, se describirán las medidas que se toman para impedir este accidente. El sistema de rociado de la contención sólo puede ponerse en marcha de dos formas: automáticamente, al recibir una señal dos de cuatro de alta presión en la contención, ó manualmente, desde la sala de control. El diseño del sistema de accionamiento de las salvaguardias tecnológicas impide que cualquier fallo simple activo o pasivo ponga en marcha inadvertidamente el sistema de rociado de la contención. También se toman medidas en el diseño de sala de control para evitar la puesta en marcha accidental del sistema. Así, en algunas centrales es necesario pulsar deliberadamente dos conmutadores, que están separados físicamente para que no se puedan accionar deliberadamente de forma simultánea.

En general, las condiciones iniciales en la atmósfera de la contención que producen la máxima depresión son las siguientes: la máxima temperatura y la mínima presión permitida en la contención. También se considerará la posibilidad de que la válvula de purga del recinto de contención se encuentre abierta durante la activación inadvertida del sistema de rociado de la contención. Los parámetros del sistema de extracción de calor de la contención maximizarán la extracción de calor del recinto. En este caso, los sumideros pasivos de la contención actuarán como una fuente de energía, por lo que se minimizarán su número, superficie y propiedades térmicas. Valores típicos de diseño para la presión negativa de la contención son del orden de - 0.24 bares.

## **2.3. CONTENCIÓN DE SUPRESIÓN DE PRESIÓN TIPO MARK III**

### **2.3.1. Fenomenología asociada con los accidentes base de diseño**

En este tipo de contenciones se distinguen dos fases durante un accidente base de diseño: el corto plazo y el largo plazo. El corto plazo sirve para conocer la máxima presión que se originaría en el pozo seco. La máxima presión se origina dentro del primer segundo después de comenzado el accidente, poco después de que se descubra la primera fila de venteos.



Valores típicos de esta presión de pico en el pozo seco son  $1.37 \text{ kg/cm}^2$ , siendo la presión de diseño de unos  $2 \text{ kg/cm}^2$ .

La fase del accidente denominada largo plazo sirve para conocer la máxima presión en la contención. En esta fase, el único sumidero de calor disponible en la contención es la piscina de supresión, ya que no se da crédito a la actuación del sistema de rociado de la contención. A los 30 minutos de ocurrido el accidente, comienza a funcionar el sistema de inyección de baja presión (LPCI) en el modo de refrigeración de la piscina de supresión (véase sección 3). El calor de desintegración extraído del núcleo va aumentando la temperatura de la piscina de supresión y por tanto la presión del recinto de contención, ya que se supone que hay equilibrio termodinámico entre ambos sistemas. Cuando la tasa de extracción de energía de la piscina de supresión por el LPCI iguala la aportación del calor de desintegración se alcanza el máximo de la presión en contención y de la temperatura de la piscina de supresión. La máxima presión en la contención se alcanza a las 3 horas y media después de iniciado el accidente y su valor es de unos  $0,8 \text{ kg/cm}^2$ ; frente a una presión de diseño de unos  $1,1 \text{ kg/cm}^2$ . La temperatura de diseño de la piscina de supresión es de unos  $85^\circ\text{C}$ .

La temperatura base de diseño del pozo seco se alcanza con la rotura de una tubería de pequeño tamaño.

El concepto de supresión de presión es que cualquier liberación de vapor desde el sistema de refrigeración del reactor se condensa en la piscina de supresión y por tanto sube poco la presión en contención. Se define la máxima fuga por derivación admisible, como la cantidad de vapor que puede dejar de pasar por la piscina de supresión sin exceder la presión de diseño de la contención. El sistema de rociado de la contención Mark III está diseñado para evitar que se exceda la presión de diseño de la contención en caso de derivación del pozo seco.

### **2.3.2. Hipótesis realizadas en los cálculos de máxima presión y temperatura.**

#### **2.3.2.1. Roturas postuladas**

Se consideran las mismas roturas que en el caso de una contención seca, pero se tienen que analizar con varios niveles de potencia del reactor. Las hipótesis sobre fuentes de energía y condiciones iniciales son también similares a las del caso de contención seca.

A la hora de modelar la contención, hay algunas peculiaridades en estas contenciones que se deben de señalar:

- **Modelación de los venteos.** Hay dos fases en esta modelación. La primera se conoce como “vent clearing” y modela la manera en que se descubre cada fila de venteos, que es función de la presión en la interfase líquido-gas del venteo y de la presión en la cámara de supresión. La segunda fase es el flujo másico a través del venteo. En esta fase se modela el paso de una mezcla vapor, aire, agua a través del venteo. El flujo es adiabático y se maximizan las pérdidas de carga.
- No se da crédito a los sumideros pasivos de calor de la contención.

### **2.3.2.2. Máxima depresión en el pozo seco y en la contención**

En caso de LOCA grande, como consecuencia de la descarga de refrigerante, todo el aire del pozo seco va a la contención, por tanto, el pozo seco está lleno de vapor. Cuando se llena la vasija, el agua comienza a rebosar hacia el pozo seco y se condensa el vapor, lo que origina su rápida despresurización. En esos momentos se abrirán las válvulas rompedoras de vacío contención-pozo seco, pasará el aire de la primera y se igualarán las presiones. En el accidente base de diseño para la máxima presión negativa del pozo seco, no se da crédito a los rompedores de vacío, pese a que es un sistema redundante y de seguridad. Por esta razón, la máxima depresión alcanza un valor de  $-1.47 \text{ kg/cm}^2$ .

También se dispone de rompedores de vacío entre la contención primaria y la contención secundaria. Cada tren dispone de dos válvulas, una de retención dentro del pozo seco y otra de mariposa fuera. El accidente base de diseño para este sistema no es la activación inadvertida del sistema de rociado de la contención, sino una rotura pequeña dentro de la contención. En general, la presión de diseño negativa es de  $-0.056 \text{ kg/cm}^2$ , y las rompedoras de vacío abren a  $-0.014 \text{ kg./cm}^2$ .

## **2.4. CONTENCIÓN DE SUPRESIÓN DE PRESIÓN TIPO MARK I 2.4.1.**

### **Fenomenología asociada con los accidentes base de diseño**

La máxima presión en contención se alcanza en los primeros 5 segundos del accidente y vale aproximadamente unos  $3,2 \text{ kg/cm}^2$ , pero desciende muy rápidamente, ya que a los 30 segundos se han igualado las presiones entre el pozo seco y el toro ó cámara de supresión, a un valor de unos  $1.8 \text{ kg/cm}^2$ . El único sumidero de calor en la contención es la piscina de supresión, que comienza a enfriarse unos 10 minutos después de comenzado el accidente. Al cabo de 24 horas la presión en la contención es menor de  $0.8 \text{ kg/cm}^2$ . La presión de diseño es de unos  $4.5 \text{ kg/cm}^2$ .

Algunas contenciones tipo Mark I se diseñaron antes de la publicación de los criterios generales de diseño en el año 1.971 (caso de C.N. "Santa María de Garrota"), por eso algunas de sus características de diseño se tomaron de experimentos realizados en la central de Bodega Bay en el año 1962, que más adelante serían confirmados por cálculos analíticos. Entre los parámetros de diseño que están basados en aquellos experimentos están los siguientes:

- El dimensionamiento de los rompedores de vacío entre el pozo seco y el toro.
- La razón volumen del pozo seco a volumen de aire en el toro.
- La submergencia ó la longitud de los venteos que está sumergida en el agua. Valores típicos de la submergencia son del orden de 1 metro; aunque los ensayos demostraron que sin submergencia, también había condensación completa de vapor.
- El diseño del venteo es similar al de Bodega Bay para que la resistencia hidráulica sea la misma.

La presión negativa de diseño es de  $-0.14 \text{ kg/cm}^2$ . También hay dispositivos rompedores de vacío entre la contención primaria y la secundaria.

## **2.5. CARGAS HIDRODINÁMICAS EN LAS CONTENCIONES DE SUPRESIÓN DE VAPOR**

Para obtener y validar los modelos analíticos que permiten calcular la máxima presión y temperatura en una contención Mark I o Mark III en caso de accidente base de diseño se realizaron varios programas experimentales. Estos ensayos mostraron que los procesos de condensación de vapor y el movimiento del agua de la piscina de supresión creados por los accidentes base de diseño, originaban una serie de cargas sobre las estructuras de la contención y los componentes de sistemas de seguridad. Estas cargas se denominan cargas hidrodinámicas de la contención. Las salvaguardias tecnológicas deben de diseñarse para poder aguantar estas cargas.

Las cargas hidrodinámicas son muy similares en los diferentes tipos de contenciones de supresión de presión y su número es elevado. Por tanto, sólo se describirán las más relevantes para las centrales BWR con contención Mark III (ref. 4).

### **2.5.1. Hinchamiento de la piscina**

Tras un LOCA, el pozo seco se presurizará como consecuencia del vapor que abandona el sistema de refrigeración del reactor y el aire que inicialmente está en el pozo seco es forzado a pasar a la contención a través de los venteos del recinto de contención-piscina de supresión. En la contención, el aire forma una burbuja en expansión que tiene el efecto de levantar el agua de la piscina de supresión a gran velocidad. Este fenómeno se llama hinchamiento de la piscina de supresión ("pool swell"). Al principio, el agua sube como un ligamento homogéneo. Cuando esta masa de agua alcanza cierta altura, se produce el llamado "breakthrough", es decir, el aire penetra este ligamento de agua y se origina un fluido que es una mezcla de agua y aire ("froth").

El hinchamiento de la piscina de supresión produce, entre otras, las siguientes cargas hidrodinámicas. La velocidad de hinchamiento de la piscina de supresión es función de la máxima presión del pozo seco. Las estructuras están diseñadas para una velocidad de hinchamiento de 15 metros/seg., valor superior al obtenido en los experimentos.

Durante el hinchamiento, la presión dinámica de las burbujas se transmite a las paredes de la contención, siendo más intensa en las paredes del pozo seco que en las de la contención. Las paredes del pozo seco y de la contención que están cubiertas por la piscina en operación normal deben diseñarse para estas presiones dinámicas.

Se denomina pozo húmedo a la fracción de volumen libre de la contención que se encuentra entre el nivel de la piscina y el suelo que sustenta las unidades de control hidráulico (HCU). La altura de este volumen es de unos 6,6 metros (20 pies). Como consecuencia del LOCA, el aire del pozo seco se envía hacia la contención a través de los venteos. El aire que sigue saliendo tiene tendencia a empujar el "froth" más allá de la estructura que sustenta las HCU. Como el "froth" tiene mayor densidad que el aire, se precisa una presurización del pozo húmedo para que el "froth" pueda pasar a la contención. Esta presurización dura unos pocos segundos. Las estructuras del pozo húmedo deben de diseñarse para soportar esta presión.

### **2.5.2. Oscilaciones por condensación**

Una vez que ha terminado el hinchamiento de la piscina de supresión, el vapor pasa del pozo seco a la contención a través de la primera fila de venteos. En los primeros momentos el caudal de vapor es alto y la interfase vapor-líquido está dentro de la piscina de supresión y a poca distancia de la salida del venteo. Los experimentos muestran que esta interfase oscila a frecuencias que están comprendidas entre 3 y 20 Hz, produciendo cargas cíclicas sobre las estructuras debido a las oscilaciones de presión y caudal. Esta carga dura 1.5 minutos.

### **2.5.3. Cargas por oleaje o “chugging”**

El fenómeno denominado “chugging” (oleaje) produce las mayores cargas sobre las estructuras, en especial en la fila superior de los venteos. Cuando el caudal de vapor a la piscina de supresión desciende de un valor umbral, finaliza la condensación por oscilación y comienza el “chugging”. En este caso, la interfase vapor-agua no está en la salida de la fila superior de venteos, sino que colapsa de forma intermitente, permitiendo que el agua de la piscina de supresión regrese desde la contención al pozo seco. A continuación, viene un periodo de calma, hasta que el aumento de presión en el pozo seco vuelve a originar el fenómeno anterior. El “chugging” es un fenómeno aleatorio, intermitente y fuertemente impulsivo, que origina importantes cargas en la fila superior de los venteos que se transmiten al resto de las estructuras de la contención.

## **3. EL SISTEMA DE EXTRACCIÓN DE CALOR DE LA**

### **3. CONTENCIÓN.**

---

El sistema de extracción de calor de la contención tiene como misión reducir la presión y la temperatura del recinto de contención después de un accidente con pérdida de refrigerante o de la rotura de una tubería de vapor principal, mediante la eliminación de la energía térmica de la atmósfera de la contención. Al reducir la presión y la temperatura de la contención, se baja la tasa de fugas del recinto de contención, por lo que se disminuye la posible liberación de productos de fisión al exterior (ref. 5 a 8).

### **3.1. CENTRALES PWR DISEÑADAS POR WESTINGHOUSE**

La composición del sistema de extracción de calor de la contención en las centrales PWR con contención seca depende del diseño de la central. En unos casos está formado exclusivamente por el sistema de rociado de la contención, caso de C.N. Almaraz, y en otras centrales está formado por los siguientes sistemas: sistema de rociado de la contención y sistema de enfriamiento de la contención, casos de C.N. Ascó y C.N. Vandellós II.

En las centrales que sólo tienen sistema de rociado de la contención, este sistema consta de dos trenes idénticos e independientes, cada uno con el 100% de capacidad. Cada tren tiene una bomba de rociado de la contención, colector, anillos y toberas de rociado, cambiador de calor, válvulas, tuberías, instrumentación, y controles asociados. Durante la fase de inyección de un LOCA, el sistema de rociado de la contención aspira desde el depósito de agua

para la recarga y descarga agua a la contención a través del correspondiente colector de rociado. Durante la fase de recirculación, cada tren del sistema de rociado toma agua desde un sumidero diferente de la contención. Este agua pasa por el cambiador de calor que se encarga de enfriarla antes de ser descargada a la atmósfera de la contención y seguir extrayendo calor.

Algunas centrales PWR no disponen de este cambiador de calor, por lo que durante la fase de recirculación, el sistema de rociado de la contención no puede eliminar calor del recinto de contención y esta función corre a cargo del sistema de enfriamiento de la contención. Este sistema consiste de cuatro unidades enfriadoras conectadas dos a dos a cada tren de seguridad. El sistema proporciona enfriamiento mediante la recirculación del aire de la contención a través de las baterías aire/agua de las unidades de enfriamiento de la contención, que están refrigeradas por el sistema de refrigeración de componentes importantes para la seguridad. Las unidades enfriadoras descargan el aire en las zonas bajas de la contención: compartimentos del generador de vapor, túnel de instrumentación, cavidad del reactor y niveles inferiores de la contención.

Para el sistema de enfriamiento de la contención, la curva de extracción de calor de la contención y el rendimiento de las baterías se suele basar en pruebas de laboratorio.

Los conductos de entrada de las unidades de enfriamiento estarán diseñados para soportar la máxima sobrepresión que se produciría en caso de LOCA.

En los análisis de seguridad, se tiene en cuenta un factor de ensuciamiento para los tubos del cambiador de calor y para la unidad de enfriamiento.

Se debe de garantizar que las bombas de rociado dispongan de NPSH suficiente cuando aspiren desde el sumidero de la contención. Para calcular el NPSH requerido, se supondrá, de forma conservadora, que el agua del sumidero está a la temperatura de saturación.

El sistema de rociado de la contención cubrirá el máximo volumen libre de la contención. Para conseguir este objetivo, las boquillas estarán lo más alto posible en el recinto de contención y su disposición maximizará la uniformidad del caudal en la región rociada.

La capacidad de extracción de calor por parte de las gotas de rociado es función del equilibrio térmico alcanzado entre el agua del rociado y la atmósfera del recinto de contención. El grado de equilibrio térmico, a su vez, es función del diámetro de las gotas y del tiempo de residencia de las mismas en la atmósfera de la contención. El diámetro típico de las gotas del sistema de rociado en una central PWR está comprendido entre 100 y 300 micras. Con este diámetro el tiempo necesario para alcanzar el equilibrio térmico es menor de 0.3 segundos y el tiempo de residencia de las gotas en la atmósfera de la contención es de más de 23 segundos.

### **3.1.1. El diseño de los sumideros de la contención**

El diseño de los sumideros de la contención de un PWR debe garantizar que las bombas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del

sistema de rociado de la contención suministren suficiente agua durante la fase de recirculación de un LOCA. Los principales problemas que deben de resolverse son la posible ingestión de aire por las bombas, la posibilidad de que se bloqueen las superficies de los sumideros por el aislamiento térmico de las tuberías y el posible daño que puedan sufrir las bombas por la presencia de pequeños restos de aislamiento térmico en el agua bombeada por estos sistemas.

Experimentos realizados a escala 1:1 demostraron que la ingestión de aire era escasa (menor que 1% a 2%). Las bombas utilizadas en los sistemas de seguridad que aspiran desde el sumidero no sufrirán un deterioro significativo en caso de un nivel de ingestión de aire menor que el 2%.

El bloqueo de los sumideros por la fragmentación del aislamiento térmico que recubre las tuberías de alta energía, depende del tipo y de la cantidad de aislamiento térmico usado en cada planta. Por tanto, no es posible dar un resultado general. Los experimentos demuestran que el criterio de considerar un 50% de bloqueo en las rejillas puede no ser conservador.

Se instalarán rejillas en las tomas de los sumideros de la contención. El tamaño de la malla de la rejilla será tal que los restos de material aislante que no puedan ser atrapados por estas rejillas no dañen el funcionamiento de las bombas de los sistemas de seguridad. Los experimentos demostraron que las bombas de centrales nucleares toleran la ingestión de detritus u otro tipo de partículas generadas tras un LOCA que puedan atravesar las rejillas de los sumideros.

### **3.1.2. Purificación de la atmósfera de la contención**

Además de realizar la función de evacuación de calor, el sistema de aspersión del recinto de contención sirve para eliminar productos de fisión de la atmósfera del recinto. En la fase de inyección, el rociado de la contención es agua borada procedente del depósito de almacenamiento de agua para recarga. En la fase de recirculación, el rociado de la contención es agua del sumidero con un pH en torno a 7, debido a la disolución de fosfato trisódico almacenado en la planta baja de la contención, favoreciéndose así la retención de yodos eliminados por el sistema de rociado.

## **3.2. SISTEMA DE EXTRACCIÓN DE CALOR DE LA CONTENCIÓN EN UNA CENTRAL BWR**

El sistema de extracción de calor de la contención en las centrales BWR es un modo de funcionamiento del sistema de inyección de agua a baja presión (LPCI). El sistema de extracción de calor de la contención aspira agua desde la piscina de supresión y tras enfriarse en los cambiadores de calor del sistema de evacuación de calor residual se descarga en la propia piscina de supresión ó a través del sistema de rociado de la contención.

Mientras el pozo seco mantenga su estanqueidad, es decir, mientras que el vapor descargado a la contención se condense en la piscina de supresión y su funcionamiento sólo es requerido a medio plazo. Si durante un accidente no se mantiene la estanqueidad del pozo seco, el control de la presión de la contención se realiza a través del sistema de rociado.

### **3.3. EL INCIDENTE DE BARSEBACK**

El tema abordado en esta sección ilustra el impacto que la experiencia operativa tiene sobre el diseño de las centrales nucleares. En este caso, sobre la aspiración de las bombas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del rociado de contención desde la piscina de supresión de un BWR o desde el sumidero de la contención en un PWR. El incidente que se describe ocurrió en la central sueca de Barseback-2 el 28 de julio de 1992. Esta es una central BWR diseñada ASEA-ATOM con una contención tipo Mark II. Durante el proceso de arranque de la central y siendo la potencia del reactor del 2% del valor nominal y la presión del sistema de refrigeración del reactor de 30 bares, se produjo la apertura inadvertida de una válvula de seguridad. En el diseño de Barseback, estas válvulas descargan en el pozo seco, no en la piscina de supresión. El chorro de vapor golpeó sobre el aislamiento térmico (lana mineral) que recubría las tuberías cercanas, desprendiéndose aproximadamente unos 200 kg. de este material, de los cuales, unos 100 kg. pasaron a la piscina de supresión.

La descarga de vapor en el pozo seco puso en marcha automáticamente el sistema de rociado de la contención, el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y el sistema de aislamiento del recinto de contención. Los dos primeros sistemas toman agua desde la piscina de supresión. Al cabo de una hora, los operadores observaron señales de alta presión en la aspiración de los sistemas de seguridad y signos de cavitación en las bombas. Por lo tanto procedieron a un lavado en contracorriente ("backflushing") de las tomas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del rociado de la contención para volver a dejarlas operables. Las centrales BWR diseñadas por General Electric, y por tanto las españolas, no disponen de este sistema de lavado a contracorriente.

Los análisis de seguridad realizados antes del incidente mostraban que en caso de un LOCA grande y con la central a plena potencia, se tardarían 10 horas en taponar la succión de los sistemas de seguridad desde la piscina de supresión y, tras ese tiempo, se pondría en marcha el lavado en contracorriente. La extrapolación de los resultados del incidente de 1992 a este accidente mostró que sólo se tardarían 10 minutos en taponar los filtros de las tomas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y del rociado de la contención. Este tiempo es insuficiente para que los operadores tomen medidas correctoras. La NRC también estudió el problema y observó que, con los datos del incidente y con los estudios que estaba llevando a cabo, la probabilidad de fusión del núcleo en caso de LOCA era muy alta, del orden del 30%.

Como consecuencia de este incidente fue necesario adoptar medidas que aumentasen la fiabilidad de los sistemas de seguridad de un BWR que aspiran desde la piscina de supresión. La medida más importante fue la de aumentar considerablemente el área de succión de los sistemas de seguridad. En algunos casos, se ha aumentado hasta 20 veces el área de la succión de las tomas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

También se han reforzado los requisitos sobre limpieza de la piscina de supresión y, en algunos casos, se ha reemplazado el aislamiento térmico del tipo lana mineral.

La NRC emprendió un programa de investigación sobre el impacto de este incidente en las centrales PWR, La NRC emprendió un programa de investigación sobre el impacto de este incidente en las centrales PWR, lo que generó un programa de análisis, acciones correctoras y medidas compensatorias hasta la implantación de dichas acciones, al identificar que esta problemática podría ser más grave, incluso, que en centrales tipo BWR. Este programa ha sido aplicado internacionalmente, estando las centrales nucleares PWR españolas dentro de este marco. Entre otras acciones, se ha modificado el diseño de las estructuras de aspiración desde los sumideros, incorporando nuevos elementos de filtrado para aumentar el área total de filtrado y reducir la abertura mínima de paso a su través, además de ser reforzados estructuralmente frente a las cargas de la succión de las bombas sobre el filtro colmatado; por otro lado, se ha restringido el tipo e inventario de materiales en la contención que, por su potencial degradación en el ambiente de un ABD, podrían generar residuos transportables a los sumideros, incluyendo tanto materiales de aislamiento como pinturas, protecciones físicas, señalizaciones, etc, lo que ha supuesto el inventariado y la eliminación y/o sustitución de algunos de estos materiales contemplados en el diseño original de la instalación. Asimismo, el programa de acciones correctoras contempla el análisis de la formación de compuestos químicos y de corrosión en los sumideros y el impacto de su arrastre hacia el núcleo y otros componentes aguas abajo de los filtros. Las lecciones aprendidas del análisis realizado para las centrales PWR, así como el mayor alcance de este proceso, ha llevado a reabrir el tema en las centrales BWR, por lo que no pueden descartarse acciones futuras adicionales a las que se emprendieron en este tipo de centrales como consecuencia del análisis del accidente de Barseback.

#### **4. LA CONTENCIÓN SECUNDARIA**

La contención secundaria y sus sistemas soporte asociados se construyen para recoger y tratar el material que fuga desde la contención primaria en caso de accidente. Los sistemas soporte mantienen una presión negativa en la contención secundaria y procesan los productos radiactivos fugados desde la contención primaria. Los sistemas soporte son sistemas de ventilación y filtración y se denominan sistema de reserva de tratamiento de gases en las centrales BWR.

Para calcular el transitorio de presión y temperatura en la contención secundaria se toma el LOCA más limitante ocurrido dentro de la contención primaria y se procede de la siguiente manera:

- Se calcula de forma conservadora el coeficiente de transmisión de calor desde la atmósfera de la contención primaria a su estructura de acero.
  - Para conocer la transmisión de calor desde la estructura de la contención primaria a la atmósfera de la contención secundaria, se tendrá en cuenta la transmisión de calor por conducción, convección y radiación.
  - La superficie de la contención secundaria se considera adiabática.
- Se tendrá en cuenta la disminución de volumen de la contención secundaria debido a la dilatación de la contención primaria como



consecuencia del LOCA, así como todas las cargas térmicas que pueda tener la contención secundaria durante un LOCA.

- Los análisis tendrán en cuenta la entrada de aire desde el exterior a la contención secundaria.

- Los sistemas soporte de la contención secundaria deberán ser capaces de mantener a depresión la contención secundaria durante un LOCA. Esta depresión suele ser de 6.3 mm de columna de agua. Se impone este valor para tener en cuenta la incertidumbre en la medida y las cargas de viento.

Todas las penetraciones y compuertas de la contención estarán cerradas y bajo control administrativo.

Para analizar adecuadamente el impacto radiológico del accidente base de diseño, se deben de identificar los caminos de fugas de la contención primaria que puenteen la contención secundaria.

## 5. **EL SISTEMA DE AISLAMIENTO DE LA CONTENCIÓN**

El sistema de aislamiento del recinto de contención tiene la función de cerrar en caso de accidente todos los dispositivos de aislamiento de la penetraciones del recinto de contención, para impedir la liberación de productos de fisión al exterior (ref.9). Las penetraciones del recinto de contención son de tres tipos:

- **Penetraciones eléctricas.** Sus dispositivos de aislamiento son sistemas pasivos incorporados en su diseño.
- **Compuertas de acceso de personal y de equipos.** Estas compuertas están cerradas en operación normal, si bien la compuerta de personal se abre con cierta frecuencia en algunas centrales. También disponen de sistemas de aislamiento pasivo, siendo los más empleados los sellos de compuestos orgánicos (elástoméricos).
- **Tuberías que transportan fluidos.** Los dispositivos de aislamiento de las tuberías son activos y pasivos. Los activos son las válvulas de aislamiento de contención que cierran automáticamente por señal de aislamiento o por acción del operador desde la sala de control. Los pasivos son las válvulas de cierre manual local, válvulas de retención y bridas ciegas.

La definición de sistema de aislamiento de la contención para sistemas de fluidos requiere los siguientes matices:

- Para sistemas que no son de seguridad, el sistema de aislamiento de la contención cerrará las válvulas de aislamiento automáticamente.
- Para las salvaguardias tecnológicas, la función de prevenir o mitigar el accidente será prioritaria frente a la función de aislamiento de la contención.

Por último, hay sistemas que no son de seguridad, pero cuyo funcionamiento puede ser beneficioso en caso de accidente. Ejemplos de estos sistemas son el sistema de agua de alimentación en las centrales BWR y las tuberías de inyección de agua a los sellos de la bomba del primario de las centrales PWR. En estos casos se adoptan soluciones de compromiso: válvulas de retención en el primer caso y válvulas de cierre manual desde sala de control en el segundo.

Los criterios generales de diseño del Apéndice A al 10 CFR 50 proporcionan las siguientes pautas para el aislamiento de las tuberías que penetran el recinto de contención.

•**Criterio general de diseño 55.** Este criterio es aplicable a las tuberías que penetran la contención y conectan o son parte del sistema de refrigeración del reactor. Para el aislamiento de estas tuberías, el criterio propone los siguientes requisitos explícitos:

1. Una válvula enclavada cerrada dentro de la contención y una válvula enclavada cerrada fuera de la contención.
2. Una válvula de aislamiento automático dentro de la contención y una válvula enclavada cerrada fuera de la contención.
3. Una válvula enclavada cerrada dentro de la contención y una válvula de aislamiento automático fuera de la contención.
4. Una válvula de aislamiento automático dentro de la contención y una válvula de aislamiento automático fuera de la contención.

La válvula de aislamiento situada fuera del recinto de contención estará lo más próxima posible al recinto de contención.

El propio criterio general de diseño 55 señala que el incumplimiento con estos criterios explícitos no significa que no se cumpla con el criterio general de diseño. Se pueden proponer medios alternativos de aislamientos de la contención que también cumplirían con este criterio general de diseño. Un ejemplo de esta situación es la tubería de agua de alimentación de un BWR que está aislada con dos válvulas de retención. Este sistema no es una salvaguardia tecnológica, pero su funcionamiento en caso de accidente sería beneficioso para la seguridad y esta estrategia de aislamiento facilita su utilización en un accidente.

•**Criterio general de diseño 56.** Este criterio es aplicable a las tuberías que penetran la contención y están en contacto con la atmósfera de la contención en caso de accidente. Los requisitos explícitos de aislamiento propuestos este criterio son los siguientes:

1. Una válvula enclavada cerrada dentro de la contención y una válvula enclavada cerrada fuera de la contención.
2. Una válvula de aislamiento automático dentro de la contención y una válvula enclavada cerrada fuera de la contención.
3. Una válvula enclavada cerrada dentro de la contención y una válvula de aislamiento automático fuera de la contención.
4. Una válvula de aislamiento automático dentro de la contención y una válvula de aislamiento automático fuera de la contención.

La válvula de aislamiento situada fuera del recinto de contención estará lo más próxima posible al recinto de contención y si se pierde la fuente de energía que cierra la válvula, ésta adoptará la posición más segura.

Como en el criterio anterior, el incumplimiento con estos criterios explícitos no significa que no se cumpla con el criterio general de diseño. Un ejemplo de esta situación es la aspiración del sistema de refrigeración

de emergencia del núcleo a baja presión desde el sumidero de la contención en un PWR. Esta tubería está dotada de una sola válvula de aislamiento que está normalmente cerrada en operación normal. Esta estrategia de aislamiento se considera aceptable, porque aumentar el número de válvulas de aislamiento disminuiría la fiabilidad de esta salvaguardia tecnológica cuya misión principal es refrigerar adecuadamente el núcleo en caso de accidente.

•**Criterio general de diseño 57.** Este criterio es aplicable a los sistemas que son lazos cerrados dentro de la contención. Los lazos cerrados dentro de la contención tienen, al menos, los mismos requisitos de diseño del recinto y no están en contacto ni con la envolvente a presión del reactor, ni con la atmósfera de la contención. Para estos sistemas, el dispositivo de aislamiento dentro de la contención es el propio lazo cerrado y el dispositivo de aislamiento fuera de la contención es una válvula de aislamiento que puede tener: aislamiento automático, manual desde sala de control o estar enclavada cerrada. No se considera aceptable una válvula de retención. La válvula de aislamiento estará situada lo más cerca posible del recinto de contención.

## **6. EL PROGRAMA DE PRUEBAS DE FUGAS DE LA CONTENCIÓN**

El recinto de contención está sometido a unos requisitos de estanqueidad muy estrictos para impedir que la fuga de productos de fisión al exterior en caso de accidente produzca daños inadmisibles a la salud del público. La máxima tasa de fugas de la contención permitida equivale a un orificio de un diámetro de 1.5 mm aproximadamente. El programa de pruebas de fugas de la contención es el siguiente (ref. 10 y 11).

•**Pruebas de fugas locales.** Son las pruebas de fugas que se realizan a todos los dispositivos de aislamiento de la contención: válvulas de aislamiento, penetraciones eléctricas, compuertas de equipos y personal, bridas, fuelles de dilatación de tuberías, etc. Estas pruebas se realizan a la máxima presión en la contención que origina el accidente base de diseño (ver sección 2). El dispositivo de aislamiento se presurizará en la dirección del accidente con aire o nitrógeno. Se admitirá la presurización del dispositivo de aislamiento en la dirección contraria al accidente, si esta dirección es igual o más conservadora. Las pruebas de fugas locales se podrán hacer con agua, si se demuestra que el dispositivo de aislamiento está cubierto con agua durante los 30 días siguientes al accidente. Las pruebas de fugas locales se realizan cada parada para recarga ó cada 18 meses.

•**Prueba de fugas global de la contención.** Para realizar esta prueba, la contención se presuriza con aire hasta la máxima presión que origina el accidente base de diseño (ver sección 2). El objetivo de esta prueba es detectar caminos de fugas que no se han podido detectar con el programa de pruebas de fugas locales. Esta prueba se realiza tres veces cada 10 años.

En el año 1995, la NRC editó la llamada Opción B del Apéndice J, en la que relajaba la frecuencia de las pruebas de fugas de la contención. La Opción B del Apéndice J puede considerarse como una aplicación de la regulación basada en el riesgo. Las bases técnicas en las que se sustenta la Opción B son las siguientes:

- Los estudios probabilistas de seguridad han demostrado que la tasa de fugas del recinto de contención tiene muy poca incidencia en el riesgo asociado a la planta.
- La experiencia operativa. Tras más de 20 años de experiencia, puede ser razonable que el programa de pruebas de fugas de la contención tenga en cuenta el comportamiento de los diferentes dispositivos de aislamiento.

Es importante subrayar que la Opción B se basa en los dos requisitos anteriores simultáneamente. En líneas generales, la nueva frecuencia de pruebas es la siguiente:

- Cada 2 años para dispositivos de aislamiento que han fallado la prueba previa.
- Cada 5 años para dispositivos de aislamiento que han pasado la prueba anterior.
- Cada 10 años para las penetraciones eléctricas que han pasado tres pruebas de fugas locales.
- Cada 10 años para la prueba de fugas global de la contención, si las dos pruebas anteriores han sido satisfactorias.

## **7. EL SISTEMA DE CONTROL DE GASES COMBUSTIBLES**

La misión de este sistema es impedir que el hidrógeno generado en caso de accidente alcance concentraciones que puedan poner en peligro la integridad de la contención. A la hora de estudiar este sistema, lo primero que debe tenerse en cuenta son las importantes diferencias que hay en la generación de hidrógeno durante un accidente base de diseño tipo LOCA y la generación de hidrógeno en caso de un accidente con daño al núcleo (ref. 12 y 13).

En caso de LOCA, el hidrógeno se produce por los tres mecanismos siguientes:

• **La reacción metal-agua.** El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo limita a niveles casi despreciables esta reacción. Por tanto, este fenómeno contribuye muy poco a la cantidad total de hidrógeno generado tras un LOCA.

• **La descomposición radiolítica del agua.** La radiactividad de los productos de fisión origina la descomposición radiolítica del agua en  $H_2$  y  $O_2$  a su paso por el núcleo, en el sumidero de la contención y en la piscina de supresión de un BWR.

• **La corrosión de metales como el Zn y Al por el agua.** La tasa de corrosión de estos metales depende de la temperatura de la atmósfera de la contención, la concentración de boro en el agua y del pH.

La generación de hidrógeno por estos mecanismos es muy lenta y se tardará al menos una semana en alcanzar concentraciones superiores al límite de inflamabilidad, que es del 4% de hidrógeno en aire seco. En caso de accidente con daño al núcleo la situación es muy diferente. La principal fuente de hidrógeno es la reacción  $\text{Zr-H}_2\text{O}$  y su generación es mucho más rápida, ya que en menos de seis horas, se alcanzan concentraciones de hidrógeno en la contención superiores al 6% ó 7%. En la fase de interacción núcleo fundido-hormigón se genera más hidrógeno y, según el tipo de hormigón, importantes cantidades de CO, que también es un gas inflamable.

## **7.1. EL CONTROL DEL HIDRÓGENO EN CASO DE ACCIDENTE** **BASE DE DISEÑO**

### **7.1.1. Centrales PWR diseñadas por Westinghouse**

El sistema de control de gases combustibles se compone de los siguientes subsistemas:

**Sistema de mezclado de hidrógeno.** En estas centrales no existe un sistema específico para realizar esta función. Los pocos subcompartimentos de estas contenciones están bien comunicados con el resto del recinto de contención, por lo que la actuación del sistema de extracción de calor de la contención es suficiente para garantizar la distribución uniforme del hidrógeno en contención.

**El sistema de vigilancia de hidrógeno.** Proporciona muestras de la atmósfera de la contención. Es muy dependiente de cada planta. En general, se compone de dos trenes redundantes y cada tren consta de un analizador de hidrógeno que mide la concentración de hidrógeno en la contención mediante toma de muestras. Dado que el hidrógeno está siempre uniformemente distribuido en este tipo de contenciones, se toman muestras en dos puntos de la atmósfera.

**El sistema de recombinadores térmicos de hidrógeno.** Este sistema tiene como misión impedir que la concentración de hidrógeno en la contención esté por encima del límite de inflamabilidad. La disminución de la concentración de hidrógeno se consigue haciendo pasar un flujo de aire de la contención por unos calentadores eléctricos, donde se alcanza la temperatura suficiente para la recombinación espontánea del hidrógeno con el oxígeno, dando lugar a vapor de agua. Hay dos recombinadores independientes con el 100% de capacidad. El sistema se pone en marcha manualmente desde sala de control cuando la concentración de hidrógeno alcanza el 3%.

**Sistema de purga de hidrógeno.** Este es un sistema de apoyo al sistema de recombinadores térmicos. Para su funcionamiento, se requiere la apertura de dos penetraciones de la contención: por una se introduce aire procedente del exterior y por la otra se arroja al exterior atmósfera de la contención. El resultado de este proceso es la disminución de concentración de hidrógeno por dilución.

### **7.1.2. Centrales BWR con contención Mark III**

La única diferencia con el de las centrales PWR está en el sistema de mezclado de hidrógeno. Estas centrales disponen de un sistema de mezclado del pozo seco/contención que tiene dos trenes redundantes. Cada tren tiene un compresor que está fuera del pozo seco. El compresor toma aire de la contención y lo descarga en el pozo seco. La capacidad del compresor es suficiente para provocar el descubrimiento de la primera fila de venteos y que parte del vapor del pozo seco se condense en la piscina de supresión.

### **7.1.3. Centrales PWR de diseño alemán**

La contención de estas centrales está muy compartimentada, por lo que no es descartable la acumulación de hidrógeno en alguno de los cubículos de la contención.

**Sistema de mezclado de hidrógeno.** El sistema de mezclado de hidrógeno en las centrales alemanas, consta de tres líneas independientes y cada línea tiene un ventilador. El aire es aspirado desde la cúpula y desde las salas de operación situadas detrás del cilindro de la barrera antimisiles y se descarga en los compartimentos más bajos de los generadores de vapor y en la propia cúpula. Experimentos realizados en planta con helio permitieron demostrar la eficacia de este sistema, ya que logró homogeneizar la atmósfera de la contención en sólo ocho horas.

**El sistema de vigilancia de hidrógeno.** Como consecuencia de la compartimentación, estas centrales disponen de un número mayor de tomas de muestras de la atmósfera de la contención para vigilar la concentración de hidrógeno.

Las centrales alemanas no disponen de sistema de purga de hidrógeno, ya que la generación de hidrógeno en caso de LOCA es muy inferior a la de las centrales americanas debido al bajo contenido de Zn y Al.

## **7.2. EL CONTROL DEL HIDRÓGENO EN CASO DE ACCIDENTE CON DAÑO AL NÚCLEO**

### **7.2.1. Contenciones tipo Mark I**

Como consecuencia del accidente de TMI-2 en 1979, la NRC solicitó a las centrales nucleares con contenciones de pequeño volumen libre, como es el caso de las contenciones Mark I, que instalasen un sistema de seguridad capaz de controlar el hidrógeno que se generaría como consecuencia de la oxidación del 75% del Zircaloy de las barras de combustible.

Para cumplir este requisito, se procedió a la inertización de la atmósfera de la contención con nitrógeno. En operación normal, el contenido de oxígeno en la atmósfera de la contención Mark I está por debajo del 4%.

Para que se produzca la combustión del hidrógeno es necesario que haya hidrógeno y oxígeno en cantidad tal que se supere el límite de inflamabilidad. En caso de accidente, la generación de hidrógeno es consecuencia de la reacción Zr-agua en el núcleo del reactor y la generación de oxígeno es consecuencia de la radiólisis del agua. Los cálculos realizados en caso de accidente base de diseño, muestran que la generación de oxígeno

por radiólisis del agua, no haría subir su concentración más que un 0.1%, muy lejos del límite de inflamabilidad del oxígeno que es del 5%.

Los APS de nivel 2 han demostrado que la inertización impide el fallo de la contención por una explosión de hidrógeno.

En estas centrales, se debe de vigilar la concentración de oxígeno en operación normal, para impedir que sobrepase el 4%. En caso de accidente, se vigila la concentración de oxígeno y de hidrógeno.

### **7.2.2. Contenciones Mark III**

Como consecuencia del accidente de TMI-2 en 1979, la NRC solicitó a las centrales nucleares con contenciones de volumen libre medio, como es el caso de las contenciones Mark III, que instalasen un sistema de seguridad capaz de controlar el hidrógeno que se generaría como consecuencia de la oxidación del 75% del Zircaloy de la barras de combustible.

Para cumplir este requisito se instaló el sistema de quemadores de hidrógeno. El quemador de hidrógeno consiste en un mecanismo de encendido térmico que cuando se activa, mediante corriente eléctrica, produce una resistencia en el elemento y un incremento de la temperatura de al menos 970 °C. Esta temperatura es suficiente para producir el quemado del hidrógeno en las zonas próximas al quemador. El sistema de quemadores de hidrógeno se pone en marcha manualmente desde sala de control cuando el nivel de agua en la vasija desciende por debajo de la cota superior del núcleo activo (TAF).

El escenario más limitativo para el diseño de este sistema es la apertura inadvertida de una válvula de alivio/seguridad que permanece atascada abierta y acompañada del fallo del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. Los ensayos realizados en un modelo de contención tipo Mark III de escala  $1/4$  mostraron que el hidrógeno producido por la reacción  $\text{Zr-H}_2\text{O}$  pasaba a la piscina de supresión a través de la válvula de alivio/seguridad atascada abierta. Cuando el hidrógeno pasaba de la piscina a la contención, el sistema de quemadores de hidrógeno provocaba su combustión en forma de llama. Esta llama se producía en el volumen comprendido entre la superficie de la piscina de supresión y el suelo de la estructura que sustenta las unidades de control hidráulico (HCU). No se detectaron deflagraciones en los experimentos. A diferencia de las deflagraciones, el quemado del hidrógeno en forma de llama no provoca aumentos de presión en la contención, pero sí importantes aumentos de temperatura. Por tanto, fue necesario estudiar si los equipos de los sistemas de seguridad eran capaces de resistir las temperaturas que se producían durante este accidente. Para ello se establecieron los siguientes criterios:

- Si la temperatura calculada en la superficie de un equipo en respuesta al ambiente térmico creado por la llama es inferior a la temperatura de calificación ambiental del equipo, éste se considera que funcionará adecuadamente.
- Si la temperatura calculada en la superficie de un equipo en respuesta al ambiente térmico creado por la llama excede la temperatura de calificación ambiental del equipo, se tomará el componente crítico del interior del equipo y se calculará su temperatura. Si esta temperatura está



por debajo de la temperatura de cualificación, el equipo funcionará correctamente.

Se entiende por componente crítico, aquel subcomponente ó parte del equipo, cuyo fallo impediría que el equipo pudiese realizar la función de seguridad asignada.

### **7.2.3. Centrales PWR de diseño alemán**

Las contenciones secas de centrales PWR de diseño alemán son más vulnerables a la combustión del hidrógeno generado en caso de accidente severo que las contenciones PWR diseñadas por Westinghouse, por las siguientes razones:

- **La cantidad de Zr en el núcleo es mucho mayor.** Si el hidrogeno producido después de la oxidación del 100% del Zr del núcleo, se distribuyera uniformemente en la contención, se alcanzarían concentraciones que tras su quemado producirían la rotura del recinto.
- **Estas contenciones están mucho más compartimentadas.** Esta situación favorece las acumulaciones locales de H<sub>2</sub>, que pueden provocar detonaciones locales.

En el año 1994, la RSK (Comisión para la Seguridad de Reactores Nucleares) recomendó la instalación de los denominados recombinares autocatalíticos pasivos (que en adelante se denominarán PAR Passive Autocatalytical Recombiners) para evitar el fallo de la contención por una deflagración ó detonación de hidrógeno.

El PAR es un dispositivo que elimina el hidrógeno haciéndolo reaccionar con el oxígeno para formar agua. Están formados por estructuras de acero inoxidable que contienen en su interior un conjunto de superficies catalíticas. Estas estructuras están abiertas por la parte superior e inferior para permitir el paso de aire. Las superficies catalíticas consisten en placas de un material cerámico o acero inoxidable recubiertas por un material catalizador (Pd ó Pt). En estas superficies se produce la reacción generándose vapor de agua y calor.

Los PAR son elementos pasivos, es decir, no requieren suministro de energía ni acciones de operadores, por tanto, su instalación no tiene consecuencias negativas para la seguridad.

Los PAR comienzan la recombinación del hidrógeno a concentraciones muy bajas, siempre a menos de un 3%, y en todo el rango de presiones, temperaturas y cantidad de vapor que se espera en un accidente severo.

La colocación de los PAR en el recinto de contención se basa en el juicio ingenieril y en cálculos numéricos.

La instalación de PAR ha sido una importante mejora para la seguridad, ya que evita la deflagración global del hidrógeno en la contención e impide que en la mayoría de los cubículos la concentración de hidrógeno supere el 10%. Usando técnicas de juicio de expertos, las Autoridades Alemanas han concluido que en los cubículos en los que la concentración de hidrógeno supere el 10%, lo que sucedería sólo en intervalos de tiempo muy cortos, no se producirán explosiones de hidrógeno que dañen a la contención.

#### **7.2.4. Elementos de aplicación genérica**

Como consecuencia del accidente de Fukushima, ocurrido en Japón en 2011, se estableció, dentro de un marco internacional de acciones, el Programa implantado en las centrales nucleares españolas, entre las cuales se encuentran como más significativas, la instalación de PAR y de un sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC), en todas las centrales, independientemente de la tecnología a la que pertenezcan.

### **8. BIBLIOGRAFÍA**

5. NUREG/CR-2549 "Background Study and Preliminary Plans for a Program on the Safety Margin of Containments". Mayo 1982.
6. ANSI/ANS-56.4-1983. "Pressure and Temperature Transient Analysis for Light Water Reactor Containments".
7. NUREG-0661. "Safety Evaluation Report. Mark I Containment Long-Term Program". July 1980.
8. NUREG-0978. "Mark III LOCA-Related Hydrodynamic Load Definition". February 1984.
9. ANSI/ANS-56.5-1979. "PWR and BWR Containment Spray System Design Criteria".
0. Regulatory Guide 1.1 "Net Positive Suction Head for Emergency Core Cooling and Containment Heat removal System". November, 1970.
1. Regulatory Guide 1.82 "Water Sources for Long Term Recirculation Cooling following a LOCA". Rev. 1. October 1985.
2. NUREG-0897 "Containment Emergency Sump Performance". Rev. 1.
3. ANSI/ANS-56.2- 1984. "Containment Isolation Provisions for Fluid Systems after a LOCA".
4. Code of Federal Regulations, Title 10, Chap. I, Part 50, Appendix J. "Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors". Option A, 1973. Option B, 1995.
5. ANSI/ANS-56.8- 1981. "Containment System Leakage Testing Requirements".
0. "Hydrogen Behavior and Mitigation in Water-Cooled Nuclear Power Reactors". EUR 14039 EN, CEC.
6. IAEA-J4-TC-1181 "Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques and Filtered Containment Venting". Vienna, 2001.

### **9. RELACIÓN CON OTROS TEMAS DEL TEMARIO**

#### **Primer ejercicio**

## **B. FÍSICA Y TECNOLOGÍA NUCLEARES**

11. Centrales nucleares de agua ligera tipo PWR. Características, análisis de las mismas.
12. Centrales nucleares de agua ligera tipo BWR. Características, análisis de las mismas.

15. Estructuras de centrales nucleares de agua ligera. Diseño civil de edificios y estructuras. Control e inspección de obra civil. Estructuras de hormigón armado, pretensado y postensado, propiedades y cálculo.

### **C. SEGURIDAD NUCLEAR**

5. Códigos y normas aplicables en el diseño, construcción y operación de instalaciones nucleares.
8. Clasificación y evaluación de accidentes en centrales nucleares con reactores de agua ligera. Concepto de accidente máximo previsible.
11. Sistemas de salvaguardia en centrales nucleares.

## **Tercer ejercicio**

### **A. SEGURIDAD NUCLEAR**

6. Sistema de refrigeración de emergencia en centrales nucleares de agua ligera
7. Sistemas de refrigeración de componentes nucleares y de servicios esenciales. Sumidero final de calor. Funciones. Tipos. Análisis de seguridad.