

## **PRIMER EJERCICIO**

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

**TEMA 13: Mecánica de fluidos y transmisión de calor en centrales nucleares. Pérdida de refrigerante del reactor. Refrigeración por convección natural. Golpes de ariete. Descarga de válvulas de alivio y seguridad.**

#### **ÍNDICE**

1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS
2. TRANSMISIÓN DE CALOR EN REACTORES NUCLEARES
  - 2.1. Distribución de temperaturas en el combustible
  - 2.2. Transferencia de calor en el refrigerante
  - 2.3. Distribución axial de temperaturas
  - 2.4. Criterios de diseño termohidráulico
3. MECÁNICA DE FLUIDOS
  - 3.1. Pérdidas de carga
  - 3.2. Curva característica de la red
  - 3.3. Curva característica de una bomba.
4. GOLPES DE ARIETE
5. PÉRDIDA DE REFRIGERANTE DEL REACTOR
6. REFRIGERACIÓN POR CONVECCIÓN NATURAL
7. DESCARGA DE VÁLVULAS DE ALIVIO Y SEGURIDAD
8. BIBLIOGRAFÍA

## 1. RESUMEN EJECUTIVO Y RELACIÓN CON OTROS TEMAS DEL TEMARIO

Un reactor nuclear de potencia se diseña con el fin de producir energía térmica para después transformarla en energía eléctrica, mediante un ciclo termodinámico apropiado. Por tanto, es necesario conocer con gran detalle los mecanismos de transformación de la energía nuclear de fisión en energía térmica del refrigerante.

El más importante de todos estos mecanismos es la realimentación térmica que aparece en la operación del reactor que se transforma en aumentos o disminuciones de reactividad. Es pues importante conocer cuál es la distribución de temperaturas en el reactor, así como el flujo calorífico del combustible al refrigerante. Además, la potencia térmica generada producirá un aumento de la temperatura del refrigerante a su paso por el reactor, lo cual garantizará el balance térmico de los componentes de la central.

El origen de la generación térmica en el reactor se debe al número total de fisiones y a la energía liberada por fisión. Por tanto, la potencia generada en cada punto del reactor será:

$$P(r) = \varepsilon \cdot \phi(r) \cdot \Sigma_f(r)$$

que es dependiente del flujo neutrónico  $\phi(r)$ , de la distribución de combustible y de la energía por fisión  $\varepsilon$  que es del orden de 180 MeV/fisión.

El paso siguiente consiste en saber que la energía de fisión produce una deposición local, en un porcentaje superior al 90 %, y el resto no es local, debido a los neutrones diferidos y la radiación  $\gamma$ . Esta de posición ocasiona un aumento de temperatura en el combustible y un gradiente que permite el transporte de calor por conducción hasta el refrigerante y, posteriormente por convección, dentro del refrigerante.

Este tema está relacionado con los siguientes:

### PRIMER EJERCICIO:

Grupo B. Tema 11: Centrales nucleares de agua ligera tipo PWR. Características, análisis de las mismas.

Grupo B. Tema 12: Centrales nucleares de agua ligera tipo BWR. Características, análisis de las mismas.

### TERCER EJERCICIO:

Grupo A. Tema 5: El sistema de refrigeración del reactor en centrales nucleares de agua ligera. Análisis de seguridad.

## 2. TRANSMISIÓN DE CALOR EN REACTORES NUCLEARES

### 2.1. Distribución de temperaturas en el combustible

Los reactores actuales emplean elementos combustibles cuyas barras son cilíndricas, de tal forma que la ecuación de conducción estacionaria

$$\nabla(K_f \nabla T) = q'''$$

deberá resolverse en geometría cilíndrica para obtener la distribución radial de temperatura. Las hipótesis utilizadas para la resolución simplificada de esta ecuación son:

- (1) la variación de la conductividad térmica  $K_f$  en sentido axial dentro del combustible es despreciable, al ser la variación radial mucho más importante;
- (2) la fuente de calor  $q'''$  se supone igualmente repartida en el combustible (en realidad varía radialmente por el autoblandaje que se produce sobre el flujo neutrónico y con el quemado).

Aplicando la ecuación anterior a cada uno de los constituyentes de la varilla de combustible, se tendrá que resolver el siguiente flujo calorífico en forma de saltos de temperatura  $T$  :

*Combustible  $\rightarrow$  Huelgo  $\rightarrow$  Vaina  $\rightarrow$  Refrigerante*

- a) En el combustible: se supone  $\text{UO}_2$  con una potencia lineal  $q'$  de 500 W/cm con lo que el salto térmico entre el centro del combustible y la superficie del mismo es

$$T_c - T_f = 1300^\circ \text{C}$$

- b) En el huelgo: en ciertos reactores existe una pequeña cavidad o huelgo entre el combustible y la vaina que, usualmente, está relleno por un gas inerte como helio. Aunque el huelgo tiene un espesor muy pequeño, la conductividad de la zona es muy baja y produce una fuerte caída de temperatura a través de la misma. En concreto, con una conductividad  $K_g$  de 0,002 W/cm K, y un espesor de 0,005 cm, el salto térmico entre la superficie del combustible y la cara interior de la vaina es:

$$T_f - T_g = 200^\circ \text{C}$$

- c) En la vaina: utilizando valores típicos de espesor de vaina ( $t_v=0,0053$  cm) y de conductividad térmica para el material Zircalloy ( $K_v=0,11$  W/cm K), se obtiene el siguiente salto térmico entre la cara interior de la vaina y la superficie de la misma:

$$T_g - T_v = 80^\circ \text{C}$$

- d) Superficie de vaina  $\rightarrow$  refrigerante: aplicando la Ley de Newton para la transmisión de calor por convección térmica y utilizando una coeficiente de película  $h_r$  del orden de 4,5 w/cm<sup>2</sup> K calculado mediante aproximaciones empíricas, se obtiene el siguiente salto térmico:

$$T_v - T_r = 20^\circ \text{C}$$

- e) Caída total de temperaturas: teniendo en cuenta todos los términos anteriores y para una  $q' = 500 \text{ W/cm}$ , se observa que el salto térmico total es de  $1600^\circ\text{C}$  por lo que si la temperatura media del refrigerante es  $300^\circ\text{C}$ , el valor máximo de la temperatura en el centro del combustible es  $1900^\circ\text{C}$ .

## 2.2. Transferencia de calor en el refrigerante

La transferencia de calor desde el combustible, a través de la vaina, al refrigerante, se produce de forma variable y dependerá del coeficiente  $h_r$  de transmisión de calor o coeficiente de película. Además, va a depender del estado en que se encuentre el refrigerante (flujo monofásico o bifásico) y de que sea gas, líquido o metal líquido.

Suponiendo un refrigerante líquido como el agua, en un caudal se producirán los siguientes regímenes de transmisión de calor definiendo éstos como el flujo térmico ( $q' = \text{W/cm}^2$ ) que pasa de la superficie de la vaina al refrigerante en función de la diferencia de temperatura entre ellos.

En un principio, al calentarse la vaina existe muy poco líquido sobrecalentado por lo que la transferencia de calor se produce por **convección natural**. Al aumentar el flujo de calor, la vaina aumenta su temperatura hasta alcanzar una cercana a saturación, por lo que se crean burbujas que, al ser arrastradas lejos de la superficie, se destruyen. Este régimen de transmisión de calor se denomina **ebullición subenfriada** y corresponde a la zona en la que trabajan los reactores de agua a presión (PWR).

Si se continúa aumentando el flujo calorífico aumenta también el número de burbujas que se forman alrededor de la vaina pero se separan de la misma alcanzando una **ebullición nucleada**. En esta zona trabajan los reactores de agua en ebullición (BWR). Al final de esta zona se produce el límite estable de refrigeración al no existir contacto vaina-refrigerante líquido (las burbujas están en contacto con la vaina dificultando la transmisión de calor). Es el denominado **DNB (Departure from Nucleate Boiling)** que corresponde al punto en el que el flujo calorífico transmitido del combustible al refrigerante es máximo y al que nunca se debe llegar en un reactor nuclear.

A partir de este punto exista ya una muy mala transferencia de calor al refrigerante aumentándose la diferencia de temperatura vaina-refrigerante hasta que el vapor forma una película alrededor de la vaina produciéndose entonces un régimen de **ebullición en película**. Una vez alcanzado el punto de mínima transmisión de calor y si se sigue aumentando la diferencia de temperatura entre la vaina y el refrigerante, se puede llegar a alcanzar una temperatura tan alta de la vaina que se produzca una transmisión de calor por **radiación** que mejora ligeramente la eficiencia del proceso.

### 2.3. Distribución axial de temperaturas

Típicamente en los reactores PWR y BWR la refrigeración se realiza mediante el agua que fluye desde el fondo de la vasija hasta la parte superior de la misma pasando a través del núcleo combustible donde se genera el calor. En este proceso el fluido refrigerante aumenta su temperatura para luego ser enfriado por el circuito secundario en el caso de los PWR o durante la expansión en la turbina para los BWR.

En los reactores PWR se observa que la vaina puede alcanzar temperaturas superiores a la de saturación a lo largo de su eje pero que, en ningún caso, el refrigerante estará a dicha temperatura. Sin embargo en los reactores BWR, la vaina alcanza las condiciones de saturación en muy poca altura, mientras que el refrigerante tarda un poco más pero al final lo alcanza también.

### 2.4. Criterios de diseño termohidráulico

Teniendo en cuenta lo anterior, en el diseño del reactor nuclear ha de establecerse una serie de límites relacionados con la generación y transmisión de calor dentro del mismo. Estos límites se convierten en los criterios de diseño siguientes:

- (1) La temperatura del centro del combustible debe mantenerse siempre por debajo del punto de fusión ( $\approx 2700\text{ }^{\circ}\text{C}$ ), por lo que la potencia lineal debe ser para el  $\text{UO}_2$  siempre

$$q' < 660\text{ W/cm}$$

- (2) El flujo térmico  $q''$  a través de la vaina no debe permitir alcanzar el DNB por lo que  $q'' < 300\text{ W/cm}^2$

- (3) Otras limitaciones:

- tensiones de los gases de fisión ;
- interacción metal-agua;
- estabilidad debida a las variaciones de densidad;
- temperatura de la vaina  $< 1200\text{ }^{\circ}\text{C}$

Para determinar cuantitativamente estos límites termohidráulicos existen varias técnicas de análisis. La más clásica consiste en analizar el canal más caliente. Si en este canal se cumplen los criterios antes expuestos, se puede asegurar que el reactor funcionará dentro de los límites termohidráulicos del diseño.

### 3. MECÁNICA DE FLUIDOS

Esta rama de la ciencia estudia la evolución de un fluido dentro de un circuito estudiando las pérdidas de carga que tienen lugar en la conducción, para así poder determinar la característica caudal-altura de la red que, unida a la curva característica de una bomba, nos defina los puntos de funcionamiento y diseño del circuito.

#### 3.1. Pérdidas de carga

El estudio de las pérdidas de carga en las tuberías y dispositivos de un reactor es de gran importancia desde dos puntos de vista:

- Para la selección de las bombas que han de dar el caudal y la presión convenientes en los diferentes circuitos
- Para el diseño adecuado de los sistemas de circulación natural (recirculaciones del núcleo, del generador de vapor, etc.)

Para definir la pérdida de carga se considera el primer principio de la termodinámica aplicado a un tubo de corriente para cualquier flujo laminar permanente que no produce trabajo útil:

$$(p_1/\rho + v_1^2/2 + gz_1) - (p_2/\rho + v_2^2/2 + gz_2) = (U_2 - U_1) - dQ/dm$$

$p_1, p_2$  = presión de entrada y de salida

$v_1, v_2$  = velocidad de entrada y de salida

$z_1, z_2$  = altura

$U_1, U_2$  = energía interna

$dQ/dm$  = calor por unidad de masa aplicado entre 1 y 2

El segundo término de la ecuación representa la pérdida de carga que, utilizando la teoría de los números adimensionales, tiene la forma

$$k = f_B \frac{v^2}{2g} \frac{L}{D}$$

donde el coeficiente de pérdida de carga  $k$  es función del número de Reynolds, la rugosidad del conducto, la velocidad del fluido y las condiciones geométricas del conducto. Normalmente para calcular la pérdida de carga en válvulas, codos y accesorios, se suelen utilizar gráficas, tablas y ecuaciones empíricas que dan el valor de la longitud de una tubería con pérdida de carga equivalente.

#### 3.2. Curva característica de la red

Se denomina “característica de la red” a la representación gráfica de la ecuación siguiente:

$$H = \frac{P_z - P_a}{\rho g} + Z_z - Z_a + H_{a-z} = f(Q)$$

siendo  $H_a - z$  la pérdida de carga desde el punto “a” hasta la altura “z”.

De esta ecuación se obtiene la altura manométrica (H) que debe suministrar una bomba para hacer frente a las pérdidas de carga del circuito en el que se encuentra situada. Esta función dependiente del caudal adopta la forma de una parábola cóncava cuyo vértice coincide con el origen de la gráfica H-Q.

### **3.3. Curva característica de una bomba**

Es la representación gráfica, obtenida por ensayo, de la altura manométrica frente al caudal suministrados por la bomba en condiciones de velocidad constante (normalmente la nominal).

Si se superponen las curvas características de la bomba y del sistema se obtienen las condiciones de caudal y altura del denominado “punto de funcionamiento”. Este punto corresponde a las condiciones en que funcionará la bomba para una configuración determinada del sistema. Cualquier modificación del trazado o de los componentes del sistema que afecten a su curva característica, implicará un cambio en el punto de funcionamiento de la bomba y, por lo tanto, una variación en el caudal y presión aportados por la bomba. Este hecho es especialmente importante en los sistemas de seguridad de la central en los que se exige un suministro de caudal determinado a los consumidores necesarios para hacer frente a los accidentes base de diseño.

#### 4. **MECÁNICA DE FLUIDOS**

Cuando en un conducto cerrado se produce una aceleración o desaceleración bruscas del fluido que contiene, el cambio en la energía cinética se convierte en un pulso de presión que se propaga como una onda o “golpe de ariete” (hammer) viajando a la velocidad del sonido a lo largo del conducto. La magnitud del pulso de presión se determina por la ecuación del cambio de la energía cinética de un fluido y del trabajo realizado en la compresión y expansión elástica sobre las paredes del conducto y el fluido.

Se obtienen grandes presiones cuando el cambio de energía cinética es grande y el fluido es incompresible. Estas presiones son algunas veces lo suficientemente grandes como para romper el conducto.

En reactores nucleares, el golpe de ariete se puede producir por un repentino cierre total o parcial de una válvula, o la variación rápida de velocidad de una bomba. También se puede generar cuando se produce una aceleración del líquido por un rápido calentamiento. En los generadores de vapor se suele producir por la condensación rápida del vapor debida a la entrada de agua fría. También a través de la Carta Genérica 96-06, la NRC ha identificado una serie de puntos en los que potencialmente se podría producir un golpe de ariete como son las tuberías del agua de enfriamiento de las unidades de ventilación de la contención. En cualquier caso, la situación puede variar en cada planta por lo que se requiere un análisis individualizado de las mismas si se quiere detectar y prevenir estas situaciones.

La máxima presión ocurrirá si el tiempo en el cual se produce el cambio de velocidad ( $\Delta v$ ) es menor que el tiempo que tarda la onda en ir y volver desde el punto donde se originó el  $\Delta v$  y el punto de alivio de la presión ( $t_c$ ) que se expresa como:

$$t_c = \frac{2L}{v_h}$$

$v_h$  = velocidad de propagación de la onda

$L$  = longitud entre el punto donde se produce el  $\Delta v$  y el alivio de la presión.

El golpe de ariete puede darse también en flujos bifásicos: para sistemas líquido-sólido, el cambio de presión asociado con el golpe de ariete es mayor que en flujo monofásico pues las partículas sólidas son incompresibles y los cambios en las fuerzas deben ser absorbidos o producidos en el pequeño volumen ocupado por el fluido; la situación inversa se obtiene en sistemas gas-líquido, donde el tamaño de la onda de presión es menor que para un fluido líquido, pues una gran fracción de la misma es amortiguada por el media compresible gaseoso.

Las consecuencias de los golpes de ariete en sistemas hidráulicos dependen del pico de presión alcanzado, del tipo de fluido y de la presión de diseño del



sistema (tuberías y componentes), pudiendo llegar a ser catastróficas. Por ejemplo, en el accidente SL-1 se generó energía por medio de una excursión de potencia que se transfirió al agua del reactor formando vapor en el núcleo e impartiendo una gran velocidad al agua de alrededor, que se convirtió rápidamente en energía de presión.

El mejor método para evitar golpes de ariete es eliminar los rápidos y grandes cambios de velocidad del fluido: válvulas de control de velocidad que no les permita cerrarse bruscamente, volantes de inercia en las bombas para reducir la razón de aceleración o deceleración, evitar codos en ángulo recto, colocación de válvulas de alivio y seguridad y de tanques de compensación. Éstos últimos consisten en una columna estática de fluido en la que, por oscilaciones de su nivel, se disipa la energía cinética del fluido en el que se ha producido la onda.

## 5. **PÉRDIDA DE REFRIGERANTE**

Un Accidente con Pérdida de Refrigerante (ACPR) está definido como aquel en el que se pierde la integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor (segunda barrera del sistema de defensa en profundidad). Las consecuencias de este accidente están en función del tipo, tamaño y disposición de la rotura y, una vez producido el mismo, del buen funcionamiento del Sistema de refrigeración de emergencia (SRE) del núcleo.

Los criterios generales de diseño prestan una especial atención a la prevención de la pérdida de integridad de la barrera de presión, así como a la mitigación de sus consecuencias en caso de ocurrir. Particularmente significativos son los criterios del grupo IV (sistemas de fluidos) del apéndice A del 10CFR50 que, en última instancia, exigen el mantenimiento de los límites del combustible:

- Temperatura máxima en vainas < 1200 °C
- Oxidación de la vaina < 17 % de su espesor
- Reacción metal-agua limitada al 1 % de la masa total de Zr
- Mantenimiento de una geometría refrigerable en el núcleo
- Extracción del calor residual a largo plazo (mínimo 30 días)

El ACPR más severo es el causado por una rotura en guillotina de la rama fría, entre la bomba y la vasija de presión. La evolución del accidente comprende cuatro etapas: laminado, inundación del pleno inferior, reinundación del núcleo y extracción del calor residual. La duración de estos accidentes, desde el instante de la rotura hasta que se inicia la refrigeración a largo plazo, puede ser entre 2 y 5 minutos, según el tamaño de la rotura y la actuación del SRE.

- **Laminado**: se produce en los primeros instantes una rápida despresurización, dependiendo la pérdida de caudal de la diferencia de presión entre el refrigerante y la presión en el exterior del sistema, teniendo en cuenta la evaluación del caudal crítico. Ello producirá señales de disparo del reactor y de actuación de las salvaguardias tecnológicas.

La mayor parte del agua es expulsada hacia la contención o el pozo seco. La mezcla agua-vapor aparece muy pronto, pasando el núcleo a ser refrigerado por vapor. Esto hace aumentar la temperatura de la vaina que puede llegar hasta los 1000 °C debido a que sigue produciéndose calor residual. Otra fuente de energía es la reacción metal-agua.

- **Inundación del plano inferior**: en esta etapa la transmisión de calor es por ebullición en fase vapor. Empieza cuando el refrigerante de emergencia llega al fondo de la vasija y hace que el nivel de agua empiece a subir de nuevo; y termina cuando el nivel de agua alcanza el borde inferior del núcleo.

Durante todo el período que transcurre desde antes de la inyección de los acumuladores, hasta que termina la inundación del plenum inferior, el

núcleo está esencialmente descubierto y las barras combustibles sin refrigeración, excepto por radiación térmica y por una pequeña convección natural existente en el núcleo lleno de vapor. A causa del calor generado por la desintegración, las temperaturas del núcleo ascienden a razón de 8-12 °C/s (las vainas alcanzarían los 1200 °C)

- **Reinundación del núcleo:** cuando el refrigerante de emergencia entra en el núcleo, se calienta hasta la temperatura de ebullición rápidamente al contacto con las vainas y se forma un caudal de vapor positivo. Hay que tener en cuenta que, en los primeros momentos, disminuye la moderación por un aumento de la fracción de huecos pero en este período aumenta, por lo que debe asegurarse la imposibilidad de volver a la criticidad (se suele introducir Boro disuelto en el agua del SRE).

En una inundación aceptable, la tasa de aumento de nivel del agua en el núcleo tendrá que ser suficiente para evacuar el calor de desintegración y de la reacción metal-agua.

El agua debe desplazar el vapor que tiene que abandonar la vasija y moverse a través del sistema primario hasta la rotura. En un PWR, si la rotura está en la rama fría, el vapor encuentra gran resistencia y puede dar lugar a la formación de un “tapón”, con una presión tal que impida seriamente la entrada de agua en el núcleo. La alternativa de inyección en las ramas calientes evita en gran parte este problema. En un BWR no se produce este fenómeno, ya que el proyecto mismo suministra un camino directo al vapor hacia el pozo seco pero, de todos modos, se precisa asegurar una velocidad adecuada de inundación para evitar daños en las vainas (la vaina puede estar a 1000 °C y verse sometida a tensiones térmicas muy grandes cuando es alcanzada por el agua; si además ha habido oxidación, podrían sufrir rotura fácilmente).

- **Extracción del calor residual:** una vez terminada la reinundación del núcleo, el sistema de inyección a baja presión continúa funcionando para extraer el calor de desintegración de los productos de fisión que, después de unos 30 días de apagado el reactor, es todavía unos 5 MWt en un reactor de 3800 MWt.

## 6. **REFRIGERACIÓN POR CONVECCIÓN NATURAL**

La convección natural se produce cuando hay una pérdida de caudal en los reactores refrigerados por convección forzada por un fallo eléctrico o mecánico de las bombas. Después de producirse el transitorio de caudal, se produce una extracción del calor residual por convección natural combinada con la actuación de los sistemas diseñados al efecto.

La fuerza de impulsión que produce la convección natural es la diferencia de densidad del refrigerante entre las secciones del circuito por las que asciende y aquéllas otras por las que desciende. El refrigerante se calienta al pasar por el núcleo y su densidad se reduce. Al abandonar el núcleo se enfría y su densidad aumenta. El efecto neto de la diferencia de densidad ha de igualar y superar las pérdidas por fricción.

Para favorecer este fenómeno, muchos reactores tienen su vasija situada debajo del generador de vapor ya que de esta manera el agua enfriada en el generador de vapor vuelve al núcleo. En convección natural es muy importante la distancia en altura existente entre el núcleo del reactor y el generador de vapor pues este parámetro determina el caudal de refrigeración junto con otras variables como el calor que se extrae con el reactor parado y la distribución de temperaturas en el núcleo. Hay que advertir, no obstante, que la circulación natural es un método eficaz de transmisión de calor mientras las temperaturas están dentro de límites aceptables.

La convección natural cobró importancia a raíz del accidente de TMI-2 donde precisamente falló este mecanismo de refrigeración. En teoría la central estaba diseñada para que se produjera ese caudal en estado estacionario pero no pudo producirse al degradarse el núcleo, con el consiguiente aumento de la resistencia al paso del refrigerante, disminución del caudal del mismo y aparición del flujo bifásico. Además, un mal diseño de los generadores de vapor produjo el secado de los mismos, es decir, el nivel de agua en el primario descendió por debajo de la cota superior de la rama caliente, lo cual aumentó aún más la resistencia al paso del refrigerante.

## 7. **DESCARGA DE VÁLVULAS DE ALIVIO Y SEGURIDAD**

Una válvula de alivio de presión es un dispositivo diseñado para proteger un recipiente presión, o cualquier otro sistema, de los aumento de presión del fluido contenido en su interior. La válvula tiene que abrir a una determinada presión, desalojar un caudal preestablecido y cerrar cuando la presión del sistema al que está protegiendo haya retornado a un nivel seguro. Las válvulas de alivio de presión se pueden clasificar en:

- Válvula de seguridad: está actuada por la presión estática del fluido a su entrada y se caracteriza por una apertura rápida o acción de disparo. Para protección de sistemas de generación de vapor de agua.
- Válvula de alivio: también está actuada por la presión estática del fluido a su entrada pero esta abre proporcionalmente al incremento de presión sobre el valor de apertura. Para protección de sistemas que operan con fluido líquido.
- Válvula de alivio-seguridad: es una mezcla de las dos anteriores dependiendo de su aplicación. Para protección de sistemas que operan con fluidos gaseosos o vapores distintos del vapor de agua.

Cada tipo de válvula está diseñado para un uso específico, tanto por la naturaleza del fluido, como por los requisitos de funcionamiento dinámico que se exigen a la válvula, es decir, apertura rápida, sobrepresión máxima, cierre preciso después de su apertura, caudal determinado a desalojar, etc.

La naturaleza del fluido a desalojar tiene una influencia decisiva en el comportamiento dinámico de la válvula, ya que la función de apertura y alivio de caudal será muy diferente para un fluido compresible que para uno incompresible. Por otra parte, las exigencias de seguridad para sistemas que operan con fluidos diferentes o donde los incrementos de presión pueden ser creados por condiciones de emergencia muy distintas, no son tampoco las mismas. Por último, el propio diseño estructural del sistema fija en algunos casos los límites de funcionamiento de la válvula de alivio de presión.

Dentro del alto número de válvulas de alivio de presión que se utilizan en CCNN, se pueden distinguir cuatro grandes grupos en orden de importancia:

- Válvulas del circuito primario (PWR y BWR)
- Válvulas del circuito secundario (PWR)
- Válvulas auxiliares del circuito primario (PWR y BWR)
- Válvulas de otros equipos.

### 7.1. **Reactor PWR**

En el circuito primario se encuentran las válvulas de alivio más importantes de la central nuclear. Son realmente el último recurso en caso de aumento de presión de la vasija del reactor, después de que hayan operado las válvulas de alivio motorizadas y las de control. Están taradas a la presión de diseño del

circuito primario y son las únicas en la central de Clase Nuclear I, en razón de su importancia.

En un reactor PWR estas válvulas están situadas en la parte superior del presionados y para una unidad de 900-1000 MW (Ascó, Almaraz, Vandellós II) son tres válvulas con presiones de disparo escalonadas para permitir su apertura progresiva. La tubería de descarga de estas válvulas va al tanque de alivio del presionados, dentro de contención, por estar el fluido de descarga contaminado.

En el circuito secundario se instalan las segundas válvulas en importancia de la central; son las llamadas válvulas de seguridad de vapor principal. Están taradas a la presión de diseño del circuito. Al estar aisladas del circuito primario, están definidas como Clase Nuclear II y como su servicio no es radiactivo, están situadas en los colectores de vapor que van a la turbina desde los generadores de vapor, en el exterior de contención. Descargan directamente a la atmósfera a través de un silenciador para atenuar el ruido.

En un reactor PWR de 900-1000MW hay quince válvulas taradas a distintas presiones, cinco por cada lazo.

## **7.2. Reactor BWR**

En un reactor BWR las válvulas de alivio/seguridad están situadas en el circuito de vapor principal, dado que en esta clase de reactor no hay circuito secundario propiamente dicho. Para unidades como Cofrentes, el número de válvulas oscila entre doce y quince, con presiones de dispar escalonadas respectivamente en cada lazo. La tubería de descarga de estas válvulas se dirige a la piscina de supresión por medio de unos difusores especiales. Cumplen funciones de alivio y seguridad.

La función de alivio de presión se consigue con una presión de tarado menor que para las encargadas de la función de seguridad, y son controladas desde sala de control o actuadas directamente por alta presión.

Para la función de seguridad, las válvulas abren al alcanzar la presión de tarado y cierran cuando la presión de entrada cae por debajo del 96 % de la presión de tarado.

## **7.3. Fenómenos asociados a las válvulas de alivio y de presión**

Ambos tipos de válvulas están diseñadas y dimensionadas para acomodarse a los transitorios de aumentos de presión más severos como pueden ser los provocados por: cierre de la válvula de admisión de la turbina y fallo del scram, fallo del sistema de bypass de vapor principal, cierre de las válvulas de vapor principal, etc.

Por otra parte, deben tenerse en cuenta en su diseño algunos fenómenos asociados a la descarga de estas válvulas como los son los golpes de ariete (producidos por la apertura o el cierre brusco de las mismas), ruidos o accidentes con pérdida de refrigerante (tal y como ocurrió en el accidente de TMI-2 por fallo al cierre de una válvula de alivio). Otro factor a tener en cuenta es el caudal crítico que sale por las mismas que se alcanzará en función de la diferencia de presiones entre el circuito primario y el medio donde se descarga.

## **8. BIBLIOGRAFÍA**

INGENIERÍA DE REACTORES NUCLEARES, Samuel Glasstone y Alexander Sensosket. Editorial Reverté.

TEORÍA DE REACTORES Y ELEMENTOS DE INGENIERÍA NUCLEAR, Federico Goded Echeverría y Vicente Serradell García.