

Primer ejercicio. Apartado B: FISICA Y TECNOLOGIA
NUCLEARES

TEMA 14

**Componentes de centrales nucleares de agua ligera.
Diseño mecánico.**

Análisis de tensiones. Análisis de fatiga.

**La vasija a presión del reactor, seguimiento de propiedades
mecánicas.**

Formación y crecimiento de grietas. Mecánica de la fractura.

I N D I C E

RESUMEN

RELACIÓN CON OTROS TEMAS

1.- INTRODUCCIÓN

2.- FUNCIONES Y REQUISITOS EXIGIBLES A LOS MATERIALES

3.- LA VASIJA A PRESIÓN DEL REACTOR

3.1.- Materiales

3.2.- Irradiación

3.3.- Tensiones térmicas

3.4.- Análisis de tensiones

3.5.- Análisis de fatiga

4.- CRITERIOS DE DISEÑO. CÓDIGO ASME

4.1.- Ensayos y exámenes no destructivos

5.- SEGUIMIENTO DE LAS PROPIEDADES MECÁNICAS. FRAGILIZACIÓN
POR IRRADIACIÓN

6.- FORMACIÓN Y CRECIMIENTO DE GRIETAS

7.- MECANICA DE LA FRACTURA

RESUMEN

El tema describe las condiciones a las que se ven sometidos los materiales que constituyen los principales componentes de una central nuclear y las propiedades que deben reunir éstos para afrontarlas, en base a las cuales son seleccionados para su uso. Se describe el efecto que la irradiación neutrónica produce sobre las propiedades de los materiales y cómo se deben vigilar estos cambios para garantizar que existen márgenes suficientes de seguridad. Se describen igualmente las tensiones a las que se ven sometidas estos materiales en servicio y el método para determinarlas, que servirán como datos de entrada para el diseño del componente conforme al Código de diseño seleccionado, que en este caso es el Código ASME. Se describen igualmente los ensayos no destructivos a los que son sometidos los materiales, tanto en la fase de fabricación como en la de construcción, para garantizar la bondad de los mismos. Finalmente se describe parte de la problemática con la que nos podemos encontrar en un componente en operación, como es la fragilización por irradiación o la aparición de grietas y el método de analizar si un componente es apto para seguir en servicio y el modo de determinar, por mecánica de la fractura, el criterio de aceptación de los defectos que puedan aparecer, es decir, de las grietas.

RELACIÓN CON OTROS TEMAS DEL TEMARIO

Este tema tiene relación con:

Tema 11. Primer ejercicio. Apartado B, Física y tecnología nucleares: Centrales nucleares de agua ligera tipo PWR. Características, análisis de las mismas.

Tema 12. Primer ejercicio. Apartado B, Física y tecnología nucleares: Centrales nucleares de agua ligera tipo BWR. Características, análisis de las mismas.

TEMA 20. Tercer ejercicio. Apartado A, Seguridad Nuclear: Estructura y contenido de las secciones del Código ASME. Aplicación al campo nuclear.

TEMA 21. Tercer ejercicio. Apartado A, Seguridad Nuclear: Técnicas de ensayos no destructivos: Examen visual, líquidos penetrantes, partículas magnéticas, radiografía, corrientes inducidas y emisión acústica.

1.- INTRODUCCIÓN

Los componentes mecánicos más diferenciadores de una central nuclear con relación a una instalación convencional de producción de energía eléctrica se encuentran principalmente en el denominado circuito primario de refrigeración, que es el encargado de transportar la energía producida en las reacciones de fisión que tienen lugar en el núcleo del reactor. Este circuito y sus componentes están en medios agresivos, como es el refrigerante primario que contiene venenos neutrónicos como el ácido bórico, y están sometidos a intensos campos de radiación, especialmente la vasija del reactor que alberga el núcleo con el combustible nuclear, por lo que sus características de diseño han de tener en consideración estos aspectos.

Dentro de las centrales nucleares de agua ligera, que constituyen el parque nuclear español, como son las centrales de agua a presión (Pressurized Water Reactor, PWR) y las de agua en ebullición (Boiling Water Reactor, BWR), los componentes mecánicos más importantes que podemos destacar son: la vasija del reactor, el presionador (en PWR), el generador de vapor (en PWR), las bombas principales de refrigeración y las tuberías que transportan el refrigerante.

A la hora de considerar el diseño de estos componentes, un aspecto fundamental a tener en cuenta es determinar qué partes de estos componentes están en contacto con el refrigerante primario, lo que va a condicionar el tipo de materiales a elegir en el diseño. Así, por ejemplo, en el caso de los generadores de vapor de una central PWR, que consta de una parte que está en contacto con el agua de refrigeración (lado primario y haz tubular) y de otra que no está en contacto con el mismo, los materiales a emplear marcan la principal diferencia en su diseño. (Véase Tema 11 del apartado B). Además del aspecto anterior, hay que considerar las condiciones de trabajo de tales componentes, como son las cargas a las que va a estar sometido en operación, destacando entre éstas la debida a la presión, dado que hay componentes, como por ejemplo los internos de la vasija del reactor, que están en contacto directo con el refrigerante primario pero que no están sometidas a un Δp , por lo que las cargas que soportan no son comparables con las que pueda soportar la propia vasija del reactor, lo cual marca un elemento diferenciador trascendental a la hora de abordar el diseño mecánico de estos componentes.

2.- FUNCIONES Y REQUISITOS EXIGIBLES A LOS MATERIALES

Un capítulo muy importante en el proyecto y construcción de una central nuclear es la elección de materiales. El reactor de una central nuclear resultaría completamente inútil si no fuese capaz de funcionar durante largo tiempo sin fallos en sus componentes. Por ello, lo que determina normalmente las posibilidades técnicas de un tipo de reactor determinado, es la disponibilidad de materiales que puedan soportar las severas condiciones a que han de estar sometidos, tales como temperaturas elevadas, fuertes gradientes de temperatura, presiones y campos de radiación intensos.

Para satisfacer todas las exigencias de un sistema de reactor nuclear, se requiere una amplia selección de materiales. Los requisitos exigibles a un material estructural dependerán, en cierto grado, del tipo de reactor y de la finalidad concreta a que está destinado. Pueden enumerarse sin embargo algunas características generales:

- a) Propiedades mecánicas adecuadas, tales como resistencia a la tracción, resiliencia y carga de rotura, ductilidad a las temperaturas de trabajo y buen comportamiento a la fluencia.
- b) Conductividad térmica elevada, para favorecer la extracción de calor del núcleo y para evitar el establecimiento de tensiones térmicas.

- c) Bajo coeficiente de dilatación lineal, o equilibrado con los de los restantes materiales.
- d) Alta resistencia a la distorsión térmica.
- e) Resistencia a la corrosión y compatibilidad con los otros componentes del reactor con los que debe estar en contacto. La corrosión de los materiales del reactor, además de los problemas inmediatos, como pérdida de espesor, formación de grietas, etc., conlleva el que los productos de corrosión son fuertemente radiactivos y son arrastrados por el fluido refrigerante hacia el exterior del reactor.
- f) Punto de fusión elevado.
- g) Facilidad de mecanizado y soldabilidad.
- h) Propiedades nucleares adecuadas. Si el material ha de utilizarse en el núcleo del reactor o en sus proximidades, deberá tener una sección eficaz de captura neutrónica pequeña. Debe ser resistente a la fragilización como resultado de la irradiación y debe tener una baja radiactividad inducida. Sobre esta base se suelen dividir los materiales estructurales en tres categorías. La primera incluye aquellos materiales cuya sección eficaz es suficientemente baja para que puedan utilizarse en reactores de uranio natural; la segunda incluye los materiales de sección eficaz intermedia, y que son adecuados para su utilización en reactores de uranio enriquecido; en la tercera categoría están los materiales cuya sección eficaz es tan alta que su uso está restringido a reactores rápidos.

3.- LA VASIJA A PRESIÓN DEL REACTOR

El componente estructural más interesante de un reactor nuclear es la vasija de presión. La vasija contiene al núcleo y sus soportes, los haces de barras de control y otros accesorios directamente relacionados con el núcleo. Entre los reactores refrigerados por agua ligera, los más interesantes actualmente son los del tipo de agua a presión (Pressure Water Reactor, PWR) y los de agua en ebullición (Boiling Water Reactor, BWR), por lo que en lo que sigue nos referiremos a vasijas de este tipo de reactores.

Las vasijas de presión están constituidas por un cuerpo cilíndrico y fondo y tapa hemisféricos. El cuerpo y hemisferios están formados por anillos que a su vez están constituidos por chapas curvadas y soldadas, si bien en las vasijas más recientes se ha tratado de emplear el menor número de chapas posible, para evitar soldaduras, para lo cual se han fabricado piezas completas de forja. La tapa se une al cuerpo por medio de una brida de cierre que lleva una junta de estanqueidad y pernos de apriete. La brida está constituida por una pieza forjada. Las barras de control se introducen a través de penetraciones practicadas en los hemisferios, localizándose en el hemisferio superior las de los reactores PWR y en la parte inferior la de los BWR. Además, en los PWR de diseño Westinghouse, las penetraciones de instrumentación intranuclear

tienen sus penetraciones por el hemisferio inferior de la vasija. Las toberas de unión de la vasija a las tuberías del sistema de refrigeración del reactor se sitúan fuera de la zona del núcleo, con objeto de que el grado de irradiación neutrónica sea menor.

3.1.- Materiales

Las exigencias más elementales de los materiales de las vasijas de presión son:

- buenas propiedades mecánicas
- facilidad de mecanización, forja y soldadura
- resistencia a las condiciones ambientales en que van a trabajar: irradiación, corrosión y temperatura.

Además, por el tamaño, peso y espesor de los elementos que forman la vasija, es necesario emplear materiales económicamente aptos e industrialmente disponibles.

3.2.- Irradiación

Un aspecto importante a tener en cuenta en la selección de los materiales es el efecto producido por la irradiación. El proceso más importante de interacción de los neutrones es el producido por neutrones rápidos ($> 1\text{MeV}$), que modifican las propiedades mecánicas de los materiales al desplazar por choque los átomos de la red cristalina. Esta distorsión de la red se traduce en endurecimiento, elevación del límite elástico, descenso de la resiliencia y elevación de la temperatura de transición de dúctil a frágil (RT_{NDT}).

3.3.- Tensiones térmicas

Otro aspecto, dado el gran espesor de las paredes de las vasijas de presión, es el establecimiento de tensiones térmicas, como consecuencia del gradiente de temperatura a lo largo del espesor de la pared. Para una forma geométrica y un aporte de calor dados, las tensiones térmicas son proporcionales al factor de tensión térmica: $\alpha E/K(1-\gamma)$

Donde:

α : coeficiente de dilatación lineal

E: módulo de Young

K: conductividad térmica

γ : coeficiente de Poisson

Es decir, son directamente proporcionales al coeficiente de dilatación e inversamente proporcionales a la conductividad.

Un valor alto de la tensión térmica se compensa, en cierto grado, por una gran resistencia a la tracción.

Esto determina, casi fundamentalmente, el uso de acero al carbono en la construcción de vasijas de presión, ya que comparado con el acero inoxidable tiene resistencia a la tracción del mismo orden de magnitud y factor de tensión térmica del orden de la mitad o menor. Sin embargo el acero al carbono es altamente susceptible a la corrosión debida al refrigerante del circuito primario, por lo que no pueden estar en contacto. Este problema de la corrosión se soluciona recubriendo el interior de la vasija con una delgada capa de acero inoxidable, a la que se le denomina *cladding*.

Los aceros utilizados en la construcción de las vasijas de presión son aceros de baja aleación donde el porcentaje de todos los elementos está por debajo del 5%, descripción más precisa que el término general “acero al carbono”. Cada uno de ellos se añade en pequeñas proporciones para mejorar algunas de las características de la aleación. Los elementos que se suelen añadir son básicamente níquel, molibdeno, manganeso y cromo. El contenido máximo en carbono es de 0,25%. Los tipos más corrientes utilizados son el SA-533 para planchas y el SA-508 para forjados. Son de bajo coste y de excelentes propiedades mecánicas.

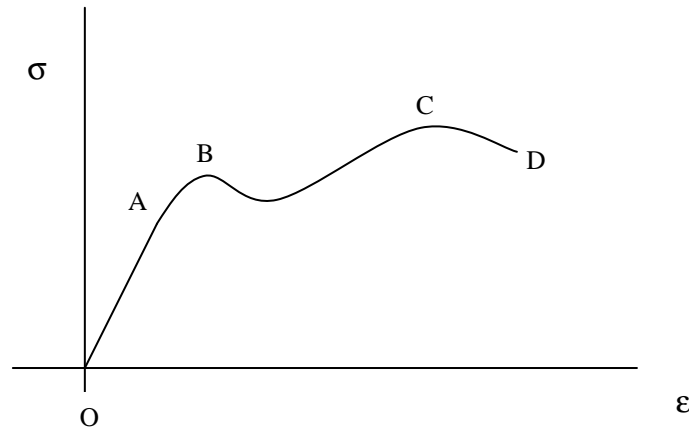
En estos aceros es necesario un control estricto de las impurezas, pues el azufre influye negativamente en la resiliencia, mientras que el cobre, fósforo y vanadio lo hacen sobre la susceptibilidad a la fragilidad por irradiación neutrónica.

El contenido en cobre de estos aceros se limita al 0,1%, pues un aumento en el contenido de este elemento hasta el 0,3% aumenta la temperatura de transición de dúctil a frágil en 95 °C a niveles altos de irradiación. Esto quiere decir que a medida que la vasija del reactor va siendo irradiada al estar en operación, cada vez es más frágil incluso a temperaturas elevadas, siendo esta temperatura más elevada cuanto mayor es el contenido en Cu del acero del que esté fabricada, lo cual constituye un verdadero problema que podría tener consecuencias catastróficas, como la rotura por fragilización de la propia vasija, incluso a temperaturas relativamente altas. Esto puede llevar a la realización de tratamientos térmicos, como el recocido, para conferirle de nuevo la ductilidad perdida como consecuencia de la irradiación neutrónica.

3.4.- Análisis de tensiones

Los sólidos, dentro de ciertos límites, son capaces de soportar las fuerzas que actúan sobre ellos sin romperse ni deformarse excesivamente. Mediante diferentes experimentos se determinan estos límites para cada material, al objeto de que una vez en servicio trabajen dentro de estos límites.

Para determinar estos límites, se somete una probeta a tracción y se representa la tensión aplicada σ (kg/cm²) frente a la deformación unitaria $\epsilon(\Delta l/l_0)$, obteniéndose una curva de la siguiente forma:



Se observan las siguientes regiones:

OA: REGIÓN ELÁSTICA. La deformación unitaria ϵ es proporcional a la tensión aplicada σ . Al cesar la tensión aplicada desaparece la deformación. En esta región el material se comporta de forma elástica, recuperando su forma inicial después de haberse suprimido la tensión aplicada sobre él. σ_A es el límite de proporcionalidad.

B: REGIÓN DE FLUENCIA. σ_B es el límite de fluencia. Para tensiones superiores a σ_B aumenta la deformación aunque no aumente la tensión.

D: La tensión alcanza el valor máximo σ_C , o carga de rotura. Pasado este punto, la barra se alarga incluso con disminución de la tensión, alcanzando la rotura en el punto D.

Haciendo que un material trabaje en la región OA estamos seguros de tener un margen de seguridad.

En los casos prácticos, como por ejemplo en el diseño de una vasija, existen mayores dificultades para realizar estas determinaciones, ya que hay que trabajar en tres dimensiones. Por ello, el estado tensional en cada punto está caracterizado por 3 tensiones normales (σ) y tres tensiones tangenciales (τ). El cálculo con estas seis incógnitas sería muy dificultoso, por lo que se consideran los denominados planos principales, en los que sus direcciones son tales que la tensión total correspondiente es normal, o lo que es lo mismo, las tensiones tangenciales son cero ($\tau=0$), y por lo tanto las tensiones son exclusivamente normales, denominándose tensiones principales σ_i .

De esta manera, el estado de tensión de cada punto de la vasija está caracterizado por la magnitud y la dirección de las tres tensiones principales σ_i .

Cuando dos o tres de las tensiones principales son distintas de cero, puede determinarse la deformación permanente, es decir, cuando se sobrepasa la región elástica, mediante las denominadas teorías de resistencia o de fluencia.

Las teorías más utilizadas son: teoría de Rankine (o de la tensión principal máxima), teoría de Tresca (o de la tensión tangencial máxima) y teoría de Von Mises (o de la energía de distorsión mínima).

De las tres teorías, la de Tresca es más conservadora y de más sencilla aplicación, habiéndose generalizado su uso en el diseño de vasijas nucleares, al ser ésta la teoría empleada en la Sección III del código ASME.

3.5.- Análisis de fatiga

Por fatiga se entiende la respuesta de un material frente a un esfuerzo repetido periódicamente. La magnitud del esfuerzo es tal que el material lo resiste indefinidamente si se aplica estáticamente, al encontrarse por debajo del límite elástico del material, pero no lo resiste si se aplica reiteradamente, produciéndose la fractura al cabo de un cierto número de ciclos o repeticiones.

Este análisis de fatiga es realizado por el suministrador del material y es un dato a tener en cuenta por el diseñador, por ser limitante de la vida del componente en función del número de ciclos de fatiga que soporte el componente a lo largo de su vida operativa.

Fatiga de elevado número de ciclos

Para determinar la fatiga a un elevado número de ciclos se realiza un ensayo que consiste en poner en relación la tensión mecánica aplicada con el número de ciclos resistidos por el material hasta la fractura. Con ello se logra una representación que define directamente el llamado límite de fatiga. Cuando éste no existe como asíntota, se toma convencionalmente la tensión mecánica que el material soporta durante por lo menos 10^8 ciclos.

La fatiga de número elevado de ciclos elásticos es un proceso de nucleación de grieta. Se sabe que esta fatiga tiene lugar por nucleación de una microgrieta en la superficie y un rápido crecimiento hasta provocar la fractura, de ahí la enorme influencia que para esta fatiga tiene el estado superficial de las probetas y además la gran dispersión que presentan los resultados de medidas de fatiga, al estar éstas afectadas por accidentes submicroscópicos de la superficie del material.

Fatiga de bajo número de ciclos

Existe otro tipo de fatiga producto de un gran número de situaciones en las que el esfuerzo entra claramente en el régimen plástico y entonces la fractura tiene lugar al cabo de un número de ciclos inferior a 10^5 , y muchas veces a 10^4 e incluso 10^3 . Esta fatiga es conocida como "Fatiga de bajo número de

ciclos”, y frecuentemente está ligada a temperaturas elevadas (500 °C), en las que la dilatación térmica unida a la disminución de características mecánicas sitúan al material en régimen plástico. Ejemplos de situaciones como éstas son, entre otras, las vasijas de los reactores sometidas a frecuentes variaciones de temperatura, o la producida por transitorios de presión o por arranques de bombas, etc.

La fatiga de bajo número de ciclos es principalmente un proceso de propagación de grieta. El modo de propagarse la grieta afecta directamente a la vida del componente: una grieta intergranular se propaga más rápidamente que una grieta transgranular que exige más distorsión.

El proceso de progresión de la grieta ofrece continuamente metal limpio a la oxidación y ataque del medio ambiente, proceso que deteriora el material en la misma punta de la grieta. A igual frecuencia, la región oxidada es un tanto por ciento del total de la grieta, mayor a bajas deformaciones que a elevadas deformaciones, en las que el incremento de superficie a cada ciclo es grande. Esta oxidación o ataque ambiental es más fuerte en las juntas de grano que son más activos químicamente por incluir carburos y otros precipitados.

En resumen, a elevadas deformaciones la fractura sigue siendo transgranular, pero a bajas deformaciones pasa a ser intergranular aumentando la velocidad de propagación y disminuyendo la vida del material.

4.- CRITERIOS DE DISEÑO. CÓDIGO ASME

En el diseño de recipientes a presión se ha cubierto el desconocimiento del estado de tensiones con la aplicación de un elevado coeficiente de seguridad, que puede ser de 4 ó 5. El uso de tales coeficientes no es aconsejable en el diseño de vasijas de reactores nucleares por razones de economía. Esto se ha traducido en un detallado estudio del estado de tensiones, que ha permitido el uso de un valor superior de la tensión admisible sin que resulte en reducción en la seguridad.

El diseño de vasijas de reactor se realiza con arreglo a Códigos que recogen la situación actual del estado del arte, e impide así que el diseño de componentes de responsabilidad quede al arbitrio y criterio de los diseñadores. Uno de estos códigos de diseño es el denominado Código ASME (American Society of Mechanical Engineers), el cual adquiere además especial relevancia en España, al ser la mayoría de nuestras centrales nucleares de tecnología de los EE.UU. de América. En el caso de la vasija a presión del reactor, aplica a su diseño la Subsección NB de la Sección III del Código ASME, por tratarse de un componente de clase nuclear 1.

Como ya se señaló anteriormente, el conocimiento de las tensiones constituye uno de los elementos principales en el diseño de este tipo de componentes. El estado de la tensión en un punto de la vasija queda determinado obteniendo las magnitudes de las tres tensiones principales. Cuando dos o tres de estas

tensiones principales son distintas de cero, el acercamiento a la tensión permanente puede calcularse por medio de una de las teorías de resistencia. El Código ASME utiliza el criterio de Tresca o de la tensión cortante máxima. Dicho criterio establece que la tensión cortante máxima en un punto es la mitad de la diferencia algebraica entre la mayor y la menor de las tres tensiones principales:

$$\sigma_1 > \sigma_2 > \sigma_3 \Rightarrow \tau_{\max} = \frac{1}{2} (\sigma_1 - \sigma_3)$$

Para evitar dividir innecesariamente por dos, emplea el concepto de intensidad de tensión (S_m), doble de la tensión cortante máxima e igual a la diferencia algebraica entre la mayor y la menor de las tensiones principales; $S_m = 2\tau_{\max} = (\sigma_1 - \sigma_3)$. La Sección III del Código ASME proporciona, para cada tipo de acero y a diferentes temperaturas de trabajo, el valor de la máxima intensidad de tensión admisible S_m , a comparar con la intensidad de tensión calculada.

Los parámetros de carga que utiliza ASME III para el cálculo de las tensiones incluyen, pero no se limita, a los siguientes:

- Presiones internas y externas
- Peso del componente y de su contenido
- Cargas adicionales, tales como las debidas a otros componentes, aislamientos y tuberías.
- Cargas debidas a vibraciones y terremotos.
- Reacciones de soportes y apoyos.
- Efectos de la temperatura.

Las tensiones calculadas con estos parámetros deben satisfacer las condiciones de diseño y las condiciones de operación.

Por condiciones de diseño se entiende un conjunto de magnitudes estáticas, tales como presión, temperatura y cargas adicionales, que sirven para el dimensionado inicial de la vasija. Las condiciones de diseño se elaboran con el criterio de que las dimensiones a que den lugar sean suficientes para soportar las condiciones extremas de operación. Por ejemplo: se toma, para una central de agua a presión (PWR), una presión de diseño de 2.500 psia (175 kg/cm²) y una temperatura de 650 °F (343°C), mientras que la presión de operación normal es inferior a 2.250 psia (157 kg/cm²) y la temperatura del refrigerante a la salida del reactor es de 620 °F (327°C).

Las condiciones de operación son clasificadas por el Código ASME en cinco categorías, estableciendo diferentes criterios de integridad para cada una. La vasija obtenida a través de las condiciones de diseño debe satisfacer los criterios establecidos para las condiciones de operación:

1.- Condiciones normales: Comprenden el arranque, operación en régimen durante un periodo de tiempo prefijado y parada.

2.- Condiciones accidentales moderadas: Son desviaciones del funcionamiento normal que incluyen, por ejemplo, errores de operación o transitorios de pérdida de carga. No requieren reparación posterior.

3.- Condiciones accidentales de emergencia: Exigen parada y reparación. Tienen baja probabilidad de presentarse. Por ejemplo: Pérdida de refrigerante sin superar la capacidad de los sistemas de emergencia.

4.- Condiciones de fallo extremo: Pueden implicar falta de seguridad. Por ejemplo: rotura en guillotina del circuito primario.

5.- Condiciones de ensayo: Son condiciones de sobrecarga, que incluyen, por ejemplo, las pruebas hidrostáticas de presión.

4.1.- Ensayos y exámenes no destructivos

Exámenes no destructivos, fase de fabricación

Al objeto de garantizar la bondad del material que va a ser empleado en la fabricación de los componentes estructurales, el Código ASME exige que los mismos sean examinados previamente, en el proceso de fabricación, por medio de exámenes no destructivos que garanticen que no existe ningún defecto que pueda progresar una vez el componente esté en servicio. Estos exámenes son de tipo volumétrico y de tipo superficial, para garantizar que no existen defectos en el interior del material base ni en la superficie del mismo, respectivamente. Los exámenes de tipo volumétrico que se emplean en esta fase son los ultrasonidos, que se ejecutan según lo establecido en la Sección V del Código ASME, mientras que los de tipo superficial son los líquidos penetrantes, ejecutados también según la Sección V del Código ASME.

Exámenes no destructivos, fase de construcción

Posteriormente, ya en la fase de construcción, en la que se practican soldaduras para unir las diferentes planchas que formarán el componente, se debe garantizar que en el proceso de soldadura no se introducen defectos que pudieran progresar una vez que el componente entre en servicio. Para ello el Código ASME exige que en esta fase se examinen volumétrica y superficialmente el 100% de las soldaduras, incluyendo la zona contigua a las mismas, denominada zona afectada por el calor, en la que el calor de aportación del propio proceso de soldadura podría causar la aparición de grietas las cuales podrían progresar posteriormente. El tipo de examen requerido en este caso es el examen radiográfico para el volumétrico y los líquidos penetrantes para el superficial.

Ensayos. Prueba hidrostática de presión

Una vez que se ha terminado la construcción del componente, la Sección III del Código ASME exige la realización de una prueba hidrostática de presión, con el

objeto de comprobar que el componente es capaz de soportar cargas superiores a las de servicio. Esta prueba se realiza teniendo en cuenta los siguientes parámetros:

- Temperatura de prueba: El ensayo se realiza a una temperatura que minimice la posibilidad de fractura frágil. Para ello, se exige que esta temperatura sea 60 °F (33°C) superior a la temperatura de transición a ductilidad nula (TNDT).
- Presión de prueba: La presión de prueba mínima es de 1,25 veces la presión de diseño. La presión máxima será tal que la intensidad de presión primaria general de membrana no supere el 90% del límite elástico del material, a la temperatura de la prueba.
- Tiempo de prueba: La presión debe mantenerse por un tiempo mínimo de 10 minutos.

Prueba de fugas

A continuación de la prueba de presión se examinan todas las soldaduras y uniones con el objeto de comprobar si existen fugas. La temperatura para esta prueba es la misma que la de la prueba de presión y la presión de prueba es igual a la de diseño o $\frac{3}{4}$ de la presión de la prueba hidrostática, la mayor de las dos. El tiempo de duración de la prueba será el necesario para comprobar que no existen fugas y como mínimo de 4 horas en el caso de que existan soldaduras o uniones recubiertas de aislamiento térmico, que no se puedan inspeccionar por visión directa.

Inspección preoperacional

Antes de su entrada en servicio y con posterioridad a la prueba hidrostática descrita y a la prueba funcional en caliente de la central, se realiza un examen completo por ultrasonidos. Este examen constituye la inspección preoperacional de la vasija y es la base de referencia para comparar con posteriores inspecciones en servicio que se realizan a lo largo de la vida de la central.

5.- SEGUIMIENTO DE LAS PROPIEDADES MECÁNICAS. FRAGILIZACION POR IRRADIACION

A la temperatura de operación del reactor, el material de la vasija tiene un comportamiento dúctil, comportándose frágilmente a temperaturas más bajas. Sin embargo, el constante bombardeo de neutrones sobre las paredes de la vasija produce una disminución de las propiedades mecánicas de la misma, perdiendo su ductilidad, su resistencia a la fractura y siendo frágil a temperaturas cada vez más altas. Estas variaciones de las propiedades mecánicas de la vasija hacen que la vida de la misma esté limitada y que las condiciones de operación tengan que ser modificadas.

Este efecto se denomina "fragilización neutrónica de los aceros de vasija" y su grado depende de la potencia media en servicio, la disposición del combustible, el espectro neutrónico soportado por la pared de la vasija y la temperatura de servicio. Los efectos producidos por la irradiación sobre los materiales estructurales se deben por una parte a los neutrones rápidos (más de 1MeV) que modifican las propiedades mecánicas y geométricas de los materiales al desplazar por choque los átomos de la red cristalina, produciendo endurecimiento, elevación del límite elástico, descenso de la resiliencia e incremento de volumen, y por otra a la transmutación por captura neutrónica (principalmente neutrones térmicos) de elementos químicos que son componentes del metal, formando helio y átomos extraños.

Para conocer de modo anticipado la evolución de esta fragilización se llevan a cabo los denominados Programas de Vigilancia, cuyo objetivo es cuantificar con suficiente antelación el grado de fragilización alcanzado. Este programa de vigilancia se ajusta al apéndice H del 10CFR50 (CFR=Code of Federal Regulations, de los EE.UU. de América). En esencia, el programa consiste en situar cerca de la pared de la vasija y a la altura del centro del núcleo (belt line region), durante la fase de construcción y primera operación de la central, cápsulas que contienen en su interior probetas pertenecientes a zonas críticas del mismo material utilizado en la fabricación de la vasija (muestras de metal base, soldadura y zonas afectadas por el calor en soldaduras) y con el mismo tratamiento termo-mecánico de la vasija, así como alambres de níquel puro, cobre puro, aleación aluminio-cobalto, etc. que sirven como dosímetros para determinar con exactitud el flujo neutrónico existente en esa zona. Puesto que estas cápsulas están situadas más cerca del núcleo que la pared de la vasija, su ensayo permite conocer con antelación el estado del material de la vasija.

Con arreglo a un calendario establecido, se van extrayendo las cápsulas y se realizan, en celdas calientes, exámenes de tracción y resiliencia¹, de acuerdo con lo establecido en el apéndice G del 10CFR50.

6.- FORMACIÓN Y CRECIMIENTO DE GRIETAS

Debido a la selección de materiales comentada anteriormente y a los criterios de diseño de ASME con un minucioso análisis de tensiones, se puede garantizar que la vasija va a trabajar muy por debajo de su límite elástico, por lo que no puede ocurrir ni rotura plástica ni deformación plástica en condiciones normales de operación. Sin embargo hay una posibilidad de fallo que es la fractura frágil, la cual ocurre sin deformación previa y a tensiones muy inferiores a las permisibles. Las causas principales de que se pueda presentar esta fractura frágil es la existencia de una grieta, la cual puede propagarse y alcanzar un tamaño crítico a partir del cual puede continuar propagándose bajo

¹ Resiliencia: Propiedad de un material que mide su capacidad de absorber bruscamente energía cinética. O dicho de otra forma, es la resistencia a la rotura por choque. El valor de la carga de rotura por choque es, en general, muy inferior a la carga de rotura en el ensayo de tracción. Se mide esta propiedad por ensayos de caída de peso o impacto (ensayo de péndulo Charpy).

un estado de tensión inferior al que la provocó, conduciendo a la rotura frágil de la vasija. Esta rotura frágil hay que prevenirla, por lo que en la fase de diseño se determina el tamaño crítico de grieta aplicando el método conocido como mecánica de la fractura.

Durante la vida operativa de un componente estructural, éste está sometido a diferentes condiciones de presión, temperatura, ambientes agresivos, que producen en el mismo fatiga térmica y mecánica, y tensiones debidas a esas condiciones de operación. En estos componentes pueden existir, además de las tensiones producidas por las características de operación anteriores, unas tensiones residuales debidas al propio proceso constructivo de los mismos, que no siempre han sido eliminadas, y que se suman a las otras tensiones que debe soportar el componente. Estas tensiones y ambientes agresivos pueden dar lugar a la formación de grietas durante la operación de la central o al crecimiento de indicaciones que estuvieran presentes desde el proceso de fabricación y construcción del componente, ya que el Código de construcción, en general ASME Sección III, permite la presencia de indicaciones siempre que no superen unos ciertos criterios de aceptación establecidos en el mismo Código.

Los mecanismos de formación de tales grietas son diferentes según las condiciones de operación de cada componente (nivel total de tensiones, incluidas las residuales, temperatura, ambiente en el que se encuentra el componente, irradiación neutrónica, velocidad del fluido, etc.), definiéndose lo que se denominan los mecanismos de degradación, que son específicos para cada componente o área. Los mecanismos de degradación más relevantes a la hora de considerar la formación y el crecimiento de grietas son la fatiga y la corrosión bajo tensión.

El agrietamiento por fatiga se produce debido a las concentraciones de tensiones que tienen lugar en las microentallas superficiales, al aplicar sistemas de tensiones alternadas que nominalmente son inferiores al límite elástico, pero que pueden elevar la tensión por encima del valor límite, produciéndose deformación plástica localizada a escala microscópica. Una vez iniciada la grieta, el avance de la misma, inducido por el elevado nivel de tensiones que crea en su entorno, sigue localizándose en su frente, produciendo en los sucesivos ciclos un incremento del tamaño. La tensión de la grieta tiene lugar durante el semiciclo de tracción.

La corrosión bajo tensión se produce en un ambiente corrosivo, cuando el material es susceptible a este mecanismo de degradación y hay presentes tensiones mecánicas, pudiendo en estas circunstancias originarse grietas. Se admite generalmente que este comportamiento proviene de la diferencia de potencial que se origina entre el interior de los granos y sus juntas, como consecuencia de la mayor concentración de soluto y/o segundas fases de estas ultimas. El aumento que experimenta la diferencia de potencial al aplicar tensiones mecánicas conduce al agrietamiento del material, generalmente intergranular, con una deformación plástica asociada muy localizada.

Para determinar la presencia de grietas, ya sea de nueva formación o de crecimiento de las indicaciones ya presentes del proceso constructivo, se establece en cada central nuclear en operación un programa de inspección en servicio que consiste en examinar, con una cierta periodicidad, y por métodos no destructivos (ultrasonidos, radiografía, líquidos penetrantes, partículas magnéticas, etc.), todas o un porcentaje de las áreas o soldaduras de los principales componentes, entre ellos, por supuesto, la vasija del reactor. Este programa de inspecciones se desarrolla según lo establecido en la Sección XI del Código ASME. Con estos exámenes se pretende garantizar que el tamaño de los defectos existentes es menor que el tamaño crítico y que la propagación de la grieta por fatiga no alcance un punto crítico.

7.- MECÁNICA DE LA FRACTURA

El cálculo del tamaño crítico de grieta que pudiera conducir a la rotura frágil se calcula por medio de la mecánica de la fractura. Para ello se ha de conocer la distribución de tensiones, lo cual es un aspecto muy difícil, sobretodo en aquellas zonas en las que se presentan variaciones bruscas de las mismas, lo que hace necesario su cálculo por elementos finitos.

Por otro lado, el crecimiento de las grietas por fatiga, para un material definido, se determina a partir de parámetros relacionados con los ensayos de tenacidad.

La Sección XI del Código ASME, que regula la inspección en servicio y que establece la necesidad de examinar por ultrasonidos las soldaduras de la vasija, incluye los criterios de aceptación para las posibles grietas que se pudieran detectar. En esta Sección XI se dan los distintos tipos de defectos que se pueden presentar, determinando los factores de forma a/l , o relación entre el ancho y el largo de la grieta, y la profundidad relativa a/t , o relación entre el ancho de la grieta y el espesor del componente, y estableciendo cómo ajustarlos a una configuración sencilla (planar superficial, planar subsuperficial, planar múltiple, lineal en la superficie, etc.); a continuación se dan los criterios de aceptación del defecto para cada una de las configuraciones anteriores, de tal modo que si no se superan esos criterios de aceptación el defecto es aceptable para continuar en servicio. Si el defecto supera los criterios de aceptación entonces debe procederse a una evaluación analítica del defecto por mecánica de la fractura, evaluando la velocidad de crecimiento del defecto para determinar el tiempo remanente en servicio del componente hasta que el defecto alcance el tamaño crítico. Este proceso se realizará según lo establecido en el apéndice A de esta sección XI. Los pasos a seguir, una vez que el defecto ha sido configurado, son:

- Determinar las tensiones en la localización del defecto para todas las condiciones de servicio de la central: normal, upset, emergencia y fallo. Esto se realiza por medio de un análisis por elementos finitos.
- Calcular los factores de intensificación de tensiones (K_I) para cada una de las condiciones anteriores.

- Determinar las propiedades del material, tales como tenacidad a la fractura K_{IC} y tenacidad a la fractura en la detención de grieta K_{IA} , la relación del crecimiento de grieta da/dN y efectos de la irradiación.
- Determinar el tamaño del defecto esperado al final de la vida del componente (a_f), el tamaño del defecto crítico mínimo para las condiciones normales (a_c) y el tamaño del defecto crítico mínimo para las condiciones de emergencia y fallo (a_i).

Los valores de los parámetros anteriores se comparan con los criterios de aceptación indicados en la propia Sección XI y se determina si el defecto es aceptable para continuar en servicio por un tiempo determinado o si por el contrario debe ser reparado. Estos criterios de aceptación también vienen establecidos en función del factor de intensificación de tensiones K_I que es función de la tenacidad a la fractura del material K_{IC} y K_{IA} .

Para determinar la tenacidad a la fractura en la detención K_{IA} , para materiales ferríticos, la sección XI incorpora el apéndice G. En este apéndice G se establece que la tenacidad a la fractura del material viene dada por una expresión que es función de la temperatura de transición a ductilidad nula RT_{NDT} , que a su vez ha sido determinada para cada material según el procedimiento establecido en el propio apéndice G a través de los ensayos de impacto. Las probetas que periódicamente se extraen de la vasija, irradiadas neutrónicamente, sirven para determinar la variación de las propiedades del material de la vasija, en particular la tenacidad a la fractura, y por lo tanto intervienen de manera directa en los criterios de aceptación de defectos.

Del mismo modo, la sección III del código ASME indica la necesidad de prever la protección contra la rotura frágil y remite al apéndice G de esta sección, que es idéntico al correspondiente apéndice G de la sección XI, admitiéndolo como un procedimiento válido para el cálculo del tamaño crítico de grieta.