

08.69.05

GRANDES COMPONENTES DE

CENTRALES NUCLEARES

Ing. Oscar Wortman

Ing. Jorge Bertoni

Ing. Luis Darmond

Ing. Jürgen Fritzsche

Ing. Juan N. Báez

Ing. Jorge Cosentino

C.N.E.A.

Buenos Aires, 4 de agosto de 1969.-

GRANDES COMPONENTES DE CENTRALES NUCLEARES

Introducción

Existen en la actualidad en operación o en construcción, numerosos tipos de Centrales Eléctricas Nucleares, diferenciadas fundamentalmente por las características del Reactor Nuclear que reemplaza a la caldera de una Central Eléctrica convencional.

No obstante esa diversificación, motivada por las distintas combinaciones posibles de combustibles nucleares, refrigerantes y moderadores, todos los reactores responden al siguiente esquema operativo de una Central Nucleoeléctrica. (Fig. 1)

1. El calor es generado dentro del reactor por la fisión del combustible nuclear, en los elementos combustibles.
El conjunto de estos últimos constituyen el núcleo del reactor.
2. El refrigerante mediante circulación forzada, en circuito cerrado, transporta el calor así generado, hasta los generadores de vapor.
3. En el lado secundario de los mismos, el agua natural es vaporizada para accionar en forma directa el turbogenerador.
4. El refrigerante reingresa en el núcleo del reactor para repetir el ciclo.

En el presente trabajo, se analizarán los aspectos vinculados con los reactores de agua a presión, cuya línea es ya bien reconocida en el orden internacional, y en particular los detalles relativos a los componentes de la Central Nuclear Atucha (CNA) ya que la misma responde a la tecnología de la línea citada, aunque difiera de ella en cuestiones básicas tales como el combustible y el refrigerante que utiliza.

Descripción del circuito principal.

El núcleo del reactor, compuesto esencialmente por el conjunto de elementos combustibles, se aloja dentro de un reci-

piente de presión conectado hidráulicamente con circuitos compuestos de un generador de vapor y una bomba de recirculación cada uno.

El número de estos circuitos o "loops" en paralelo, puede ser de 2 a 4, dependiendo de la potencia del reactor.

En los reactores de agua a presión, el refrigerante que circula por el circuito primario, a través del núcleo y de los generadores de vapor, se encuentra sometido a una presión del orden de las 150 atm. con el objeto de lograr temperaturas adecuadas para la generación del vapor en el secundario sin que se produzca ebullición en la zona del núcleo. Con ello se mejoran las condiciones de transmisión del calor desde la superficie de los elementos combustibles al refrigerante.

La presión del sistema se regula mediante un presurizador conectado a uno de los loops, en el que el refrigerante se encuentra en sus fases líquida y vapor.

El logro de la competitividad económica de las centrales nucleares ha sido posible gracias al desarrollo de la tecnología de fabricación de grandes componentes.

La central comercial prototipo con reactor de agua presurizada (PWR), que opera desde 1960, tiene una potencia del orden de 200 MWe.

En la actualidad, hay varias centrales de este tipo en construcción, con potencias que oscilan entre los 1000 y 1200 MWe.

Al analizar las características de cada uno de los grandes componentes, se verán las funciones que cumple cada uno de ellos, y los exigentes requerimientos a que están sometidos, para lograr elevadas potencias dentro de los marcos y normas de seguridad que caracterizan a una central nuclear.

Los componentes a que se hará referencia son:

- 1) Recipiente de presión
- 2) Generadores de vapor
- 3) Bombas de recirculación

Recipiente de presión

Es de geometría cilíndrica y construido en acero. Su función (Fig. 2) es alojar el núcleo del reactor, compuesto por los elementos combustibles, las barras de control dispuestas entre los mismos, y la estructura interna de soporte del conjunto citado.

Su diámetro interno queda determinado por:

- 1º El diámetro equivalente del núcleo, impuesto a su vez por la física neutrónica, y que además de los elementos combustibles comprende una corona periférica de reflector.
- 2º El espesor correspondiente al blindaje térmico y neutrónico que se interpone entre el núcleo y la pared del recipiente de presión a fin de reducir el flujo neutrónico integrado sobre la misma durante la operación del reactor. La vida útil del reactor dependerá de este flujo neutrónico integrado que afecta las propiedades mecánicas de los materiales.
- 3º El recinto anular comprendido entre el blindaje térmico y la pared del recipiente de presión, por el cual retorna el refrigerante en forma descendente desde el generador de vapor hasta la parte inferior del núcleo.

El extremo inferior del recipiente de presión es en forma de casquete semiesférico y se dimensiona como membrana.

El extremo superior, es en forma de brida, en la que se fijan los prisioneros que a su vez sujetan la tapa, también en forma de casquete semiesférico.

Dicha brida tiene una altura del orden del 30 % de la altura de la parte cilíndrica del recipiente de presión, y en ella están ubicadas las penetraciones para la salida y la entrada del refrigerante.

El cuerpo del recipiente, no dispone de ninguna otra penetración. Las requeridas para las barras de control (reactor PWR) o para el ingreso o recambio de combustible (CNA), están ubicadas en la tapa.

En núcleo del reactor, ocupa, en sentido vertical, la parte cilíndrica del recipiente, de tal manera que el extremo superior de los elementos combustibles queda por debajo de las penetraciones de entrada y salida del refrigerante dispuestas en la brida ya citada.

La figura 3 ilustra la relación existente entre la potencia del reactor, y el diámetro del recipiente de presión para reactores PWR.

Consideraciones sobre el diseño

Hasta 1963, el diseño y la construcción de recipientes de presión para reactores nucleares, se efectuaba según el código ASME, secciones I y VIII (Power Boiler and unfired Pressure Vessels).

En marzo de 1964 fue aprobada y publicada la sección III del código citado, referente al diseño y construcción de recipientes de presión para reactores nucleares, en la que se establece:

1. Cálculo detallado y clasificación de todas las tensiones. Aplicación de distintos límites para distintas clases de tensiones; primarias, secundarias, transitorias.
2. Cálculo de las tensiones térmicas, fijando los valores permisibles para las mismas.
3. Consideración de fallas por fatiga, mediante curvas de diseño basadas en datos experimentales.
4. Coeficientes para las tensiones de diseño según se consideren los valores de resistencia a la tracción o límites de fluencia a temperatura ambiente o a temperatura de diseño.

En comparación con las normas anteriores a las citadas, los recipientes de presión diseñados según la sección III del código ASME, tienen generalmente paredes de menor espesor ya que anteriormente se cubría el desconocimien-

to de una tensión localizada con un elevado coeficiente de seguridad. Este ha podido ser reducido mediante el análisis más detallado de las tensiones.

En términos generales, puede decirse que las zonas más comprometidas de un recipiente de presión son:

La brida en la que se encuentran las penetraciones de los conductos del refrigerante, ya que la presencia de orificios de diámetro considerable (del orden de 60 cm.) dificulta el análisis detallado de la distribución de tensiones en dicha zona.

La unión de la brida con la parte cilíndrica del recipiente, es asimismo una zona de concentración de tensiones debido a que corresponde a una transición entre espesores que difieren en aproximadamente un 50 %.

La zona superior, en que se encuentran los bulones de cierre de la tapa (en número aproximado de 60), es motivo también de un cuidadoso análisis de tensiones.

En el dimensionado de la brida predomina el criterio de rigidez a la torsión sobre el de resistencia a la tracción.

La geometría de la tapa, y la presencia de gran cantidad de penetraciones en la misma conduce a un cuidadoso dimensionamiento. (En el caso de la CNA son 283 perforaciones con diámetros del orden de 150 mm.).

El cierre estanco entre el recipiente y la tapa, se establece en el contacto entre las caras de las bridas inferior y superior. El ajuste de las tuercas de los bulones de cierre se efectúa después de su pretensionado para reducir su deformación elástica.

No obstante ello, el último cierre de estanqueidad lo constituye un labio soldado entre ambas bridas.

Las elevadas condiciones de pureza que se requieren en el agua de refrigeración, con el objeto de reducir su radiactiva-

ción en su pasaje a través del núcleo, obliga a recubrir internamente con material austenítico no solo el recipiente de presión, sino también todos los demás componentes del circuito primario en contacto con el refrigerante.

Esto impide o reduce notablemente la incorporación de productos de corrosión al refrigerante.

La técnica del plaqueado de componentes se describirá en el capítulo de materiales.

Componentes internos

Su función es, en el caso de los reactores PWR, desde el punto de vista mecánico, la de soportar al núcleo (elementos combustibles), establecer la guía y vínculo entre las barras de control, y sus mecanismos de accionamiento ubicados en el exterior del recipiente de presión.

Desde el punto de vista hidráulico, orientar y conducir el caudal del refrigerante, proporcionando una adecuada distribución del mismo a través de los elementos combustibles.

Finalmente el denominado blindaje térmico, interpuesto entre el núcleo y la pared del recipiente, tiene por función reducir el flujo neutrónico que incide sobre ella, como así también la temperatura de la misma.

Los elevados caudales que circulan en el reactor (del orden de 20.000 ton/h) se traducen en elevadas velocidades que dan origen a la formación de torbellinos.

Estos a su vez, pueden provocar vibraciones de magnitud tal que someten a los componentes internos a condiciones extremas de fatiga por vibración.

El análisis hidrodinámico es en consecuencia muy cuidadoso

El reactor de la CNA difiere de los anteriores PWR en lo siguiente:

El refrigerante y el moderador, si bien ambos son D_2O , están físicamente separados en el interior del recipiente de presión, y en sus circuitos de refrigeración.

Dentro del recipiente, hay un tanque concéntrico que contiene el moderador, cuyo caudal es de 1400 t/h.

La pared de dicho tanque, de espesor aprox. de 70mm, constituye a su vez el blindaje térmico.

El tanque del moderador está atravesado verticalmente por canales donde se alojan los elementos combustibles. Estos canales desembocan por su parte superior en las penetraciones de la tapa, a través de las cuales se efectúa el recambio de elementos combustibles con el reactor en marcha.

El refrigerante ingresa al recipiente de presión y circula en forma descendente a través del recinto anular comprendido entre la pared del recipiente y la del tanque del moderador, para luego ascender por los canales donde se encuentran los elementos combustibles.

Con el objeto de reducir el inventario de D_2O , tanto en la zona semiesférica del fondo como en la de la tapa, están dispuestos cuerpos macizos, de acero, con función de relleno.

El refrigerante, sale por la parte superior de los canales, a través de ranuras laterales en los mismos, y desemboca en una cámara por encima del tanque del moderador, y desde allí sale del recipiente de presión hasta los generadores de vapor.

Las barras de control están dispuestas en la periferia de la tapa, e ingresan al recipiente con una inclinación respecto del eje vertical, del orden de 20° .

En esta forma se permite el libre acceso de la máquina de recambio en la parte central de la tapa donde se encuentran los accesos a los canales del combustible.

Selección de aceros

Los aceros para recipientes de presión para uso nuclear deben satisfacer una serie de requisitos no encontrados en las aplicaciones convencionales; requisitos que derivan tanto de consideraciones respecto al uso como a fabricación.

Hasta no hace mucho, en la gran mayoría de los recipientes de presión para uso nuclear, fue empleado el acero A302-B, al Mn-Mo de baja aleación, que en los espesores usados permite obtener por temple estructuras mixtas martensita-bainita con las siguientes propiedades mecánicas:

σ_r min : 56.3 kg/mm²

σ_f min : 35.2 kg/mm²

Las tensiones de diseño aceptadas por el ASME para este acero son:

14.65 kg/mm² ASME CODE Vol. I-VIII

18.78 kg/mm² " " Vol. III

Con la tendencia actual de construir centrales cada vez de mayor potencia, las propiedades de este acero están en el límite de aplicabilidad, ya que para espesores por encima de 12" la resistencia al impacto en el centro disminuye demasiado.

Es por esto que en ciertos casos se ha modificado parcialmente la composición tendiendo a los máximos contenidos de níquel especificados para aumentar la templabilidad.

Otra limitación importante para los aceros de baja resistencia son las facilidades de fabricación y de transporte, ya en el límite. Con el empleo de acero de alta resistencia es posible reducir los espesores y los pesos en juego de modo de evitar ampliaciones excesivas en las instalaciones. Con referencia al costo comparativo de los aceros, si bien es cierto que los de alta resistencia pueden resultar al doble precio, los costos finales para el recipiente terminado

no difieren sustancialmente ya que los espesores son menores y las instalaciones de fabricación más reducidas.

Entre los más probables para la segunda generación de aceros para recipientes de presión para uso nuclear, se cuentan:

A.543	$\sigma_F = 59.5 \text{ kg/mm}^2$	$\sigma_R = 73.5 \text{ kg/mm}^2$
A.542	" = 59.5 " "	" = 73.5 " "
A.533	" = 35.0 " "	" = 56-70 " "

Estos aceros presentan pese a la elevada resistencia, buenas propiedades al impacto y baja NDTT('). Para el A.543, p.ej., la NDTT. es -73°C en tanto que el A.302B presenta NDTT de $+12^\circ\text{C}$. También el comportamiento a la irradiación en estos aceros aparece satisfactorio.

Para el caso de la CNA se seleccionó un acero (22Ni MoCr 37) - A508-B, con la siguiente composición:

C	0.17-0.25 ./.
Cr	0.3-0.5 ./.
Mn	0.5-1.0 ./.
Mo	0.6-0.8 ./.
Ni	0.5-0.9 ./. y 1.0-1.5 ./.
Si	0.15-0.35 ./.
Cu	< 0.18 ./.
P	< 0.025 ./.
S	< 0.025 ./.

En la zona más expuesta a la radiación neutrónica el contenido de Ni se limitó a 0.5-0.9 ./. por el efecto perjudicial del Ni respecto al daño por radiación.

En las zonas no tan expuestas el contenido de Ni, puede ser más elevado 1.0-1.5 %.

El Ni en contenidos como los anteriores es necesario para poder tener buenas propiedades mecánicas en los grandes espesores en juego.

Consideramos a continuación el daño por radiación en aceros para recipientes de presión y los criterios de se-

(') Non Ductil Transition Temperature.

lección en base a consideraciones de mecánica de fractura.

Daño por radiación

El acero del recipiente de presión está sometido durante el uso a un intenso flujo neutrónico. Es conveniente entonces analizar las consecuencias que sobre las propiedades mecánicas del acero tiene esta radiación.

Estas consecuencias son en general un aumento de la tensión de fluencia y una disminución de la ductilidad, lo que involucra en definitiva una disminución de la resistencia al impacto, y para aceros ferríticos el incremento de la NDTT.

La magnitud del daño por radiación depende de varios factores:

- Flujo integrado
- Espectro neutrónico
- Composición
- Microestructura
- Temperatura de irradiación

La irradiación neutrónica tiene un efecto casi despreciable sobre la NDTT de los aceros para recipientes de presión hasta flujos integrados de aproximadamente 1×10^{17} nvt. Desde este valor hasta $5-6 \times 10^{17}$ nvt, la temperatura de transición crece lentamente con el flujo, integrado, pero a flujos integrados mayores el crecimiento es rápido, hasta valores del orden de aproximadamente 2×10^{20} nvt, que son los flujos integrados más altos alcanzados en los ensayos (Fig. 4).

Aparte del valor global de irradiación, es necesario considerar el espectro de la radiación neutrónica. En general en los ensayos de irradiación se relaciona el daño producido, con el flujo integrado de los neutrones con energía mayores que 1Mev. En reactores moderados con D_2O se tiene una gran fracción de neutrones con energías entre 0.1-1Mev y el criterio de relaciones del daño con el flujo neutrónico de 1Mev puede ser no muy real en estos casos.

De los ensayos efectuados hasta el presente, se desprende también que la composición y microestructura del acero tienen influencia en el daño por radiación. Elementos como el Ni, Cu, P, S, son perjudiciales en ese sentido.

Con respecto al tipo de microestructura se considera que estructuras de grano grueso son más sensibles que las de grano fino. Se determinó también que la ferrita y bainita superior son más sensibles a la fragilización que martensita revenida o bainita inferior.

La temperatura de irradiación tiene influencia tanto sobre la magnitud del daño producido como sobre el grado de recuperación obtenible por recocido posterior.

Fractura dúctil y fractura frágil

La fractura frágil está caracterizada por una elevada velocidad de propagación, textura cristalina de las superficies y el hecho que se produce prácticamente sin deformación plástica previa.

La fractura dúctil se produce por aplicación continua de tensiones en el rango plástico, en tanto que la fractura frágil una vez iniciada requiere solo un mínimo de energía para propagarse, mínimo que es provisto por la liberación de energía elástica.

O sea que se puede ver a la fractura frágil como un proceso que una vez iniciado se automantiene.

Efecto de la temperatura.

El hecho de que un material en presencia de una falla o fisura preexistente se comporte en forma dúctil o frágil depende fundamentalmente de la temperatura y el estado de tensiones.

Existe un rango estrecho de temperatura para cada material en cada condición por encima del cual cualesquiera sean las tensiones el material se comporta en forma dúctil. Por debajo

el comportamiento es frágil.

Esta dependencia de la temperatura ha permitido desarrollar métodos para analizar el problema en forma más cuantitativa, basados fundamentalmente en la temperatura de transición fractura frágil-fractura dúctil (NDTT).

Existen dos criterios de seguridad fundamentales para el diseño de estructuras de acero.

Un criterio consiste en seleccionar un acero tal que el valor de su temperatura $NDTT + 30^{\circ}C$ + el aumento de la NDTT es- perable como consecuencia del daño por radiación durante el uso sea menor que la temperatura de trabajo del componente.

Con este criterio se asegura que se esté en todo momento a una temperatura tal que no se produce propagación de fisuras. Tiene la ventaja de un mínimo de consideraciones respecto a tamaño de fisura, tensiones actuantes, crecimiento de las fisuras por "fatiga de bajo ciclo", pero presenta el inconveniente de conducir a la selección de aceros con temperaturas de transición menores que la realmente necesaria, con el consiguiente aumento del costo.

Otro criterio de selección es el siguiente:

Fijada la temperatura de trabajo, conocido el tamaño mínimo de defecto detectable por técnicas no destructivas, y el estado de tensiones actuante sobre el defecto, además de la contribución al crecimiento del defecto por "fatiga de bajo ciclo" se puede, mediante consideraciones de mecánica de fractura, determinar para un acero dado si una fisura en esas condiciones se propaga o no.

PLAQUEADO

1. Introducción

El plaquedo de materiales es una técnica normal en aparatos de la industria química, como solución para combinar resistencia mecánica y buenas propiedades a la corrosión.

Por este mismo motivo es también una técnica ampliamente empleada en la construcción de Reactores Nucleares, donde los requerimientos en cuanto a resistencia mecánica y corrosión son aún más críticos.

2. Técnicas de plaquedo

Debido a los grandes espesores en juego las técnicas de plaquedo por colaminación quedan descartadas, por lo que hubo que desarrollar otras técnicas basadas en la deposición por fusión eléctrica que enumeraremos a continuación:

2.1 Electrodo recubierto

Es el procedimiento manual convencional; se emplea en general solo para reparaciones o en zonas donde la geometría no permita el uso de técnicas automáticas, o cuando la superficie a recubrir, por su tamaño, no justifica otra técnica.

2.2 Electrodo de Tungsteno bajo gas inerte

Puede ser tanto automático como manual. Presenta el inconveniente que debido a la gran cantidad de calor en juego, la dilución y la penetración pueden resultar excesivas. Aparte de esto la cantidad depositada por unidad de tiempo no es muy elevada.

Esto puede mejorarse, en parte, mediante la alimentación de un alambre frío auxiliar, con lo que se consigue además que al absorber calor del sistema, disminuya la penetración.

2.3 Electrodo consumible bajo gas inerte

Las consideraciones son similares al anterior, salvo que la velocidad de deposición es mayor y puede ser usado en posición vertical.

2.4 Arco sumergido

El método consiste básicamente en efectuar el depósito bajo una capa de fundente que provee la escoria protectora necesaria.

Es una de las técnicas automáticas más empleadas debido fundamentalmente a las grandes cantidades que se pueden depositar por unidad de tiempo, permite además un buen control metalúrgico del proceso.

El fundente cumple además, en este caso, otra función, que es la de compensar las pequeñas variaciones de composición que resultan de la fusión, así tenemos que:

Cr: Reacciona con el MnO y SiO del fundente, dando óxidos, con lo que se tiene una merma de Cr en el depósito, que puede ser de hasta 30 % en las condiciones más desfavorables. Se puede compensar en parte esta variación empleando polvos con agregado de Fe-Cr.

Nb: Es incluido en la composición de ciertos aceros inoxidables como elemento estabilizador del C; sufre también merma por oxidación durante la fusión. Si bien la cantidad de Nb requerida como estabilizador es de aproximadamente 8 veces el porcentaje de C, se recomienda elevarla hasta 15 veces el porcentaje de C para compensar las pérdidas por oxidación.

Si: La disminución del contenido de Cr va acompañada de un enriquecimiento en Si, que como se verá más adelante es inconveniente por otros factores.

Un adelanto notable en esta técnica de soldadura con electrodo sumergido, fue la introducción de electrodos de sec-

ción rectangular (fleje 6.0x0,5mm), con lo que se aumentó mas aún el rendimiento del proceso, además de otras mejoras en el sentido de una menor penetración y mayor uniformidad del depósito.

En efecto, el hecho que el arco no sea local como en el caso de alambre, sino que se desplaza de un punto a otro de la banda, hace que la densidad de corriente sea más uniforme, con lo cual disminuye la penetración.

2.5 Arco Serie

En este caso la pieza no forma parte del circuito de soldadura.

Los 2 electrodos están colocados en sentido perpendicular al de soldadura y el sistema recubierto por polvo fundente.

El hecho que la pieza no se incluya en el circuito hace que la penetración pueda ser controlada, aunque por la misma causa puede presentarse el problema de falta de fusión.

3. Características del depósito

3.1 Composición

Los depósitos totalmente austeníticos son susceptibles a la fisuración en caliente durante la soldadura y esto se atribuye a la formación de compuestos intermetálicos o no metálicos dispuestos en borde de grano, posiblemente silicatos, cuya temperatura de solidificación es inferior a la de la aleación austenítica, disminuyendo la ductilidad en caliente del depósito.

Por este motivo la cantidad de Si debe ser mantenida dentro de valores razonablemente bajos. El efecto del Si puede compensarse aumentando la relación C/Si, pero las cantidades de C necesarias resultan tan altas que son perjudiciales respecto a la resistencia a la corrosión intergranular.

3.2 Estructura

Otra solución al problema de la fisuración es balancear la composición del acero de modo de tener cierta cantidad de ferrita δ en el depósito. Esta ferrita precipita en borde de grano, dando lugar a una estructura de 2 fases de excelente soldabilidad.

El contenido mínimo de ferrita necesario es del orden de 4 %. El límite superior no está muy claramente definido, pero es de 12 % aproximadamente (en algunos casos se habla de 10 % y de 14 %). El valor máximo está fijado por el hecho que si bien la ferrita mejora la soldabilidad, cantidades excesivas producen una malla continua en borde de grano que disminuye sensiblemente la ductibilidad. Aparte y fundamentalmente deben evitarse los contenidos elevados de ferrita δ por la probable formación de fase σ .

Esta fase intermetálica σ rica en Cr (28-60) aparece por descomposición de la ferrita δ durante los tratamientos térmicos posteriores al plaqueado o simplemente durante el uso a temperaturas elevadas. La presencia de esta fase produce fragilidad en el depósito.

La cantidad de ferrita en el depósito puede determinarse directamente por metalografía, o calcularse en forma aproximada mediante el diagrama de Schaeffler.

En este diagrama se tienen, en función de los equivalentes Ni y Cr, las estructuras presentes en el depósito soldado. Dentro del equivalente Ni está considerado el Ni y los elementos austenitizantes principales, afectados por un factor adecuado de modo de obtener en cada caso la cantidad de Ni equivalente.

$$EqNi = \%Ni + 30\%C + 0.5 \%Nb + 30\% N_2$$

Del mismo modo en el equivalente Cr están contemplados los elementos ferritizantes.

$$EqCr = \%Cr + 1.5 \% Si + 0.5 \% Nb + 2 \% Ti + 1.4 \% Mo$$

El diagrama permite además, conocidas las composiciones del material base y de aporte, determinar la estructura resultante de una dada dilución.

3.3 Dilución

Los aceros inoxidables tienen un contenido máximo de C especificado del orden de 0.08% con el fin de tener una buena resistencia a la corrosión intergranular. En efecto, con contenidos de C elevados se produce precipitación de Carburos de Cr (principalmente Cr_{23}C_6) en borde de grano, como consecuencia de permanencia o enfriamiento lento en el rango 400-800°C. La precipitación depende del tiempo y la temperatura, del tratamiento térmico o condiciones de operación y del tipo de acero.

Esta precipitación produce un empobrecimiento de Cr en la zona circundante, con el consiguiente desmedro de la resistencia a la corrosión intergranular.

Con el agregado de elementos como el Nb que tiene mayor afinidad por el C que el Cr, se evita la formación de Carburos de Cr. y el consiguiente desmedro en la resistencia a la corrosión intergranular.

De esto se desprende que si se quiere mantener el bajo contenido de C especificado para asegurar la resistencia a la corrosión, es necesario mantener en un mínimo la dilución del depósito en el material base.

Otra razón en este sentido es que con mayores contenidos de C se forma una zona martensítica frágil en la interfase.

Inspección en servicio

La evaluación de la seguridad de un recipiente de presión nuclear es una tarea compleja que incluye prácticamente todas las disciplinas de la ingeniería de materiales.

Las consecuencias catastróficas de una rotura en el recipiente de presión ha promovido el estudio y desarrollo de sistemas de inspección para evaluar la integridad de las superficies que delimitan el refrigerante radioactivo, durante la vida útil del reactor.

Un sistema de inspección en servicio debe incluir:

- I.1 Métodos para la detección de fisuras y defectos durante el servicio del reactor.
- I.2 Conocimiento de los materiales y la variación en el tiempo de aquellas propiedades relacionadas a la posibilidad de detener la propagación de fisuras.
- I.3 Establecimiento de patrones para determinar el tamaño original y el crecimiento de los defectos por acciones cíclicas debidas a los requerimientos de funcionamiento del reactor.

I.1 Métodos para la detección de fisuras y defectos durante el servicio del reactor.

I.1.1 Inspección visual:

Tiene por objeto suministrar información sobre el estado superficial de los componentes, en particular superficies corroídas, incrustaciones, zonas erosionadas, etc.

La inspección visual es realizada en general con la ayuda de periscopios, telescopios, borascopios o cámaras de televisión.

I.1.2 Inspección superficial

Se aplica para verificar la presencia de fisuras

superficiales o subsuperficiales, y se utilizan técnicas con partículas magnéticas o tintas penetrantes.

I.1.3 Exámen volumétrico

Tiene por objeto la detección de defectos presentes en el volumen de material existente bajo la superficie examinada. Las técnicas más utilizadas son las de exámen radiográfico y ultrasonido.

I.1.3.1 Exámen radiográfico

Una vez puesto en funcionamiento el reactor la validez de este ensayo queda muy restringida por la elevada radioactividad específica que adquiere el acero, No obstante puede ser aprovechado en ciertos casos recurriendo a técnicas especialmente concebidas para minimizar este inconveniente.

I.1.3.2 Examen ultrasónico

Es el método más utilizado para detectar la presencia de defectos, y crecimiento de los mismos. La posibilidad de construir sistemas automatizados, operados por control remoto, permite una inspección repetitiva y precisa de las zonas a ensayar, disminuyendo el riesgo de irradiación de los operadores que realizan el examen.

I.1.3.3 Áreas sujetas a examen.

La delimitación de las áreas y la frecuencia de los exámenes en servicio es materia de codificación por los distintos países.

La American Society of Mechanical Engineers ha aprovechado el documento W.45 como parte del ASME "Boiler and Pressure Vessel Code", en el cual establece las zonas a inspeccionar durante la vida útil de las plantas nucleares y la periodicidad de estas inspecciones.

Es de hacer notar que este código vale únicamente para las plantas nucleares de diseño americano basadas en los conceptos de Reactor de Agua Hirviente o Reactor de Agua Bajo Presión.

I.2 Conocimiento de los materiales y la variación en el tiempo de aquellas propiedades relacionadas a la posibilidad de detener la propagación de fisuras.

Tal como ha sido expuesto anteriormente, las propiedades de los materiales sufren modificaciones bajo la acción de la radiación.

Especialmente es necesario conocer la temperatura de transición dúctil-frágil para poder evaluar continuamente la seguridad de funcionamiento de un recipiente de presión.

Para determinar la temperatura de transición se colocan probetas confeccionadas con el mismo material del recipiente de presión en lugares determinados, sujetas a un flujo neutrónico similar al de la pared interior del recipiente.

Estas probetas se ensayan mecánicamente a intervalos regulares.

I.3 Establecimiento de patrones para determinar el tamaño original y el crecimiento de los defectos.

I.3.1 En general se obtiene un record fotográfico de la superficie interior del recipiente sobre una malla que sirve como elemento de referencia posterior para la ubicación de los defectos.

Se realiza un examen ultrasónico completo del recipiente y de las soldaduras que conectan las tuberías principales con las toberas del recipiente, antes de la puesta en funcionamiento del reactor.

Este examen sirve como punto de partida para cualquier examen posterior

Generadores de vapor

Son los tubos en U (fig. 5) dentro de los cuales circula el refrigerante que proviene del reactor, y están dispuestos en forma vertical.

En el lado secundario, el agua natural inunda el manojo de tubos, produciéndose el vapor saturado que después de habérsele reducido la humedad por debajo del 0.5 %, es directamente enviado a la turbina.

Este componente ha sufrido durante el desarrollo comercial de las centrales de tipo PWR, una marcada evolución, desde el punto de vista de su capacidad de transferencia calórica, mediante el aumento de su tamaño.

Una central del orden de 300 MWe, dispone de dos loops de refrigeración, cada uno de los cuales debe transferir del orden de 800 a 900 toneladas de vapor saturado por hora.

Con esta capacidad, se han proyectado y comenzado a construir, centrales nucleares PWR del orden de 600 MWe con cuatro loops.

Las recientes centrales del orden de 1200 MWe, dispondrán también de 4 loops, lo que implica que la capacidad de transferencia calórica de los generadores de vapor se ha duplicado alcanzando el orden de los 300 MWe por generador, equivalentes a unos 1000 MW térmicos.

Los requerimientos que debe satisfacer un generador de vapor son muy exigentes, no solo por la función que cumple, sino también porque en él se establece la frontera entre el refrigerante del circuito primario, radioactivo, y el circuito secundario.

En consecuencia, la estanqueidad exigida entre ambos es del orden de 10^{-5} Torr. litro/seg.

El circuito primario, (interior de los tubos y cabezal inferior de entrada), se encuentra a presiones del orden de las 150 atm mientras la presión del vapor del secundario es del orden de 40 a 60 atm.

Cualquier fuga de refrigerante hacia el secundario, lo tornaría radiactivo con los consiguientes inconvenientes para el personal de operadores.

Esta exigencia obliga a aplicar técnicas muy especiales en la fijación de los tubos a la placa-tubo, los que van mandrilados y posteriormente soldados.

Rigurosos ensayos de estanqueidad verifican el logro de los valores especificados.

Es necesario recordar que en un generador de vapor para 500 MW térmicos, hay del orden de 8000 tubos en U, lo que implica realizar 16.000 orificios, mandrilados y soldaduras entre los tubos y la placa.

En el caso de rotura de uno de los tubos, durante la operación de la central, es necesario proceder a la obturación de ambos extremos.

Los problemas hidrodinámicos que se presentan en un generador de este tipo, son varios.

Las elevadas velocidades con que circula el refrigerante por el interior de los tubos, producen vibraciones importantes que conducen a la fatiga del material.

El diseño de los separadores de los tubos a su vez, exige la aplicación de tolerancias muy estrictas en su elaboración.

Los generadores de vapor, operan en modo de amortiguadores térmicos entre la turbina y el reactor, por lo que, en casos de variaciones de carga, o de emergencia, como la desconexión rápida de la turbina o el corte del reactor, quedan sometidos a gradientes térmicos y de presión, las que deben ser tenidas en cuenta en el diseño.

Se especifica generalmente, el número de veces a que será sometido durante su vida útil, a determinadas condiciones.

Así por ejemplo, una parada normal de la central, significará gradientes térmicos del orden de $50^{\circ}/h$, y se estima el número de paradas en 500.

El número de veces en que el generador será sometido a variaciones de potencia del 10 al 110 % de la nominal, a razón del 5 % de plena potencia por minuto, puede llegar a 14.000. En cambio, si las variaciones son de solo 20 %, puede alcanzar hasta 4×10^6 .

La variación de los parámetros en juego para cada uno de los casos mencionados, y el análisis de los sometimientos mecánicos que ello significa, constituyen el marco de diseño de un generador.

No por más simples, menos importantes, son los separadores de humedad o secadores de vapor.

Están dispuestos en la parte superior de la cámara del secundario, distribuidos generalmente en 2 o más etapas.

A pesar de que existen distintos tipos, están constituidos normalmente por placas que forman un pasaje laberíntico que es atravesado por el vapor que fluye hacia la turbina. El contenido final de humedad es del orden del 0.25 %.

El control de este valor es riguroso, dado que de él depende, no solo la eficiencia de la turbina, sino también la integridad de sus álabes.

Un contenido mayor de humedad provoca rápidamente el deterioro de los mismos por erosión.

Plaqueado placa tubo

El plaqueado de la placa tubo, aparte de la protección a la corrosión, provee el material sobre el cual se sueldan posteriormente los tubos.

En el caso que los tubos sean de Inconel 600 (C máx 0.04 Ni 77 Cr 18 Mn 0.1), el plaqueado puede ser acero inoxidable austenítico; si se trata en cambio de tubos de Incoloy 800 (C máx 0.04 Ni 32-35 Cr 14-22 Mn 0.4-0.7), el cladding de la placa tubo debe ser Inconel, ya que el inoxidable no es compatible con el Incoloy desde el punto de vista de la soldabilidad.

El plaqueado con Inconel presenta el problema de que el depósito resulta totalmente austenítico, y esto como se vio anteriormente produce sensibilidad a la fisuración en caliente.

El grado de sensibilidad a la fisuración parece estar relacionado con el contenido de Oxígeno, fósforo y fundamentalmente la relación Mn/Si en el depósito. Contenidos de Mn elevados, hasta 6 %, son beneficiosos.

Se considera que son dos los mecanismos actuantes, que combinada o independientemente pueden conducir a la fisuración del plaqueado con Inconel. El primero es un mecanismo de formación de compuestos de bajo punto de fusión similar al actuante en aceros inoxidables austeníticos, el segundo es la disminución de la ductibilidad del Inconel en el rango 650-1000°C.

Esta disminución de la ductilidad puede promover la formación de fisuras y la propagación de aquellas provenientes de un proceso de formación de fases de menor punto de fusión.

Otro problema que aparece es el de fundente atrapado en la zona de superposición de las bandas que luego puede interferir con la soldadura de los tubos a la placa (Fig. 6).

Al maquinar la superficie se elimina una cantidad de material que hace que los defectos que puedan existir queden a una distancia de la superficie comparable con la penetración de la soldadura tubo-placa tubo.

Selección de tubos para generadores de vapor de uso nuclear

Antes de comenzar a tratar la selección de materiales para tubos de los generadores de vapor, es conveniente referirse en forma rápida a las consideraciones que hacen tan importante esta selección.

Consideremos específicamente las consecuencias de la rotura de un tubo del generador.

En primer lugar no es posible reemplazar un tubo averiado, solo puede ser obturado.

Esto involucra no solo la puesta fuera de servicio del componente sino también la realización de costosas y complicadas operaciones de limpieza y decontaminación previas a la reparación.

Otra consideración importante es el pasaje del medio refrigerante principal al circuito secundario con la consiguiente contaminación de éste, en el caso de Reactores de agua pesada, el factor económico debido al elevado costo del D₂O.

En el servicio, los tubos, están sometidos a sollicitaciones mecánicas dinámicas, estáticas, vibración y corrosión a la temperatura de trabajo. Esto hace que una de las condiciones más críticas de la selección sea la resistencia a la corrosión bajo tensión.

Consideremos desde este punto de vista el comportamiento del Inconel 600 e Incoloy 800.

	C máx	Ni	Cr	Mn
Inconel 600	0.04	77	18	0.1
Incoloy 800	0.04	32-35	19-22	0.4-0.7

Como se ve el Inconel 600 es puramente una aleación Cr-Ni de alto Ni, en tanto que el Incoloy 800 puede considerarse como un acero inoxidable de la serie de los austeníticos, con un mayor contenido de Ni.

Con aleaciones Cr-Ni con contenido variable de Ni desde 10% hasta 77% y contenido de Cr fijo (17%); se han efectuado recientemente ensayos para determinar la sensibilidad a la corrosión bajo tensiones tanto en agua desmineralizada como en medio con agregado de Cl⁻; a 350°C, con los siguientes resultados.

//...

En la aleación con 10 % Ni se observa corrosión bajo tensiones de morfología transgranular en medio con Cl^- , pero no en H_2O desmineralizada.

Aleaciones de composición entre 25 y 65 % Ni no presentaron ningún tipo de fisuración en ninguno de los dos medios.

En cambio la aleación con 77 % Ni presentó claras evidencias de fisuración intergranular en ambos medios.

Se pueden visualizar los resultados en el siguiente diagrama (Fig. 7).

De estos resultados se desprende que el Incoloy presenta desde el punto de vista de la corrosión bajo tensiones, ventajas respecto al Inconel para el uso en tubos de generadores de vapor.

Soldadura tubos-placa tubo

El obtener una estanqueidad absoluta entre tubos y placa-tubo es uno de los problemas más agudos en la posterior operación de los generadores de vapor para uso nuclear.

La unión entre tubo y placa tubo en generadores de vapor para usos convencionales se realiza por expansión de los tubos contra la placa, pero las elevadas condiciones de estanqueidad requeridas para el uso nuclear no permiten el empleo de esta única técnica y se hace necesaria además la soldadura entre tubos y placa.

El procedimiento consiste entonces en combinar la soldadura con la expansión de los tubos.

Con respecto a la secuencia de operación, hay opiniones encontradas sobre si es conveniente soldar y luego expandir los tubos o viceversa, en relación fundamentalmente a los resultados que pueden extraerse de los ensayos de estanqueidad en uno y otro caso, ya que no existe un método de ensayo que permita determinar independientemente la calidad de la soldadura y de la unión por expansión.

Un procedimiento consiste en expandir los tubos, hacer la prueba de estanqueidad con He, soldar y volver a ensayar a la estanqueidad.

En esta forma en realidad no se obtiene una idea clara de la estanqueidad provista por la soldadura.

Otra forma es expandir levemente los tubos para fijarlos; soldar, ensayar con He, volver a expandir y nuevamente ensayar.

En esta forma se obtiene una idea clara de la calidad de la soldadura, pero no de la expansión. Este método requiere como se ve una operación adicional.

La elección de uno u otro sistema depende en definitiva de la confianza y experiencia del fabricante en una u otra técnica de unión.

Métodos de soldadura

Los procedimientos más empleados para este tipo de soldadura son el electrodo consumible bajo gas inerte (MIG) y el electrodo de Tungsten bajo gas inerte (TIG).

./...

Un problema serio de las soldaduras del tipo tubo-placa tubo, es la gran diferencia de capacidad térmica de las partes a soldar, por lo que conviene minimizar la cantidad de calor en juego en el proceso.

En este sentido es más adecuado el TIG y fundamentalmente el TIG con arco pulsante, técnica que se utiliza en la actualidad.

Se encontró que las soldaduras Inconel-Incoloy son susceptibles a la fisuración intergranular en un grado que depende de la proporción relativa de ambos materiales en la soldadura.

Una relación de fusión 60 % Inconel-40 % Incoloy permite obtener soldaduras libres de fisuras.

Como se ve, esta relación significa fundir más material de la placa que del tubo, para lo cual es necesario alejar el electrodo lo más posible de la unión tubo-placa tubo.

Otro factor fundamental en la calidad de la soldadura es la limpieza de la misma y en este sentido es conveniente reducir al mínimo el tiempo entre preparación previa y la soldadura.

Bombas de recirculación del refrigerante

Del tipo centrífugas:

Se requiere una por cada loop del circuito primario, y su función es la de recircular el agua de refrigeración entre el reactor y el generador de vapor.

La pérdida de carga originada en dicho circuito, es del orden de 90m de columna de agua, para un caudal de 10.000 t/h (caso CNA), y una temperatura del orden de los 270°C. La potencia requerida es del orden de 5 MWe por bomba.

En los reactores PWR, la presión del sistema es de aproximadamente 150 atm. (115 atm. en CNA).

Estas severas condiciones de operación, el hecho de que el fluido sea radioactivo, y por ser el único gran componente sujeto a movimiento rotativo, en la instalación nuclear, las bombas principales de refrigeración pueden calificarse como un componente crítico, desde el punto de vista de la disponibilidad de una central nuclear.

Es por ello que este componente debe reunir condiciones de máxima confiabilidad y mínimo mantenimiento.

Una falla en cualquier parte de una bomba principal será motivo de una parada no prevista de la central, con la consiguiente penalidad económica, y una simple operación como sería ajustar una tuerca, puede significar un día o aun más de parada, ya que habrá previamente que enfriar el loop, y esperar hasta que el nivel de radiación se reduzca a niveles compatibles con la posibilidad de que el personal de mantenimiento tenga acceso al componente.

Desde el punto de vista hidráulico, estas bombas no presentan dificultades, dada la gran experiencia acumulada previamente en bombas centrífugas de tipo convencional.

Los inconvenientes se deben a los extremos requerimientos de estanqueidad, para impedir el pasaje al ambiente del líquido radioactivo.

En los primeros reactores de agua a presión, se adoptó como solución a este problema, el uso de bombas blindadas, en las que tanto el motor como las partes de la bomba quedan encerrados en una carcasa resistente a la presión de trabajo, totalmente estanca.

./...

El estator queda también blindado por medio de un cilindro, generalmente de inconel y 0.5 mm de espesor de pared, quedando el rotor sumergido en agua.

Esta disposición, sin embargo, reduce la eficiencia del motor por las pérdidas debidas a corrientes parásitas.

En este tipo de bomba, los cojinetes refrigerados por agua consisten generalmente de grafito impregnado en resinas artificiales y resistente a temperaturas de hasta 180°C.

Si bien esta solución resultó altamente adecuada mientras la capacidad y potencia de las bombas se mantuvieron dentro de los límites tecnológicos y económicos (hasta 1000 Kw), la necesidad de disponer de capacidades de circulación siempre crecientes, motivó el desarrollo de bombas con eje sellados, los que suelen denominarse de "pérdida controlada".

Pueden citarse como razones principales del cambio del tipo de bombas, las siguientes:

1. El costo de las bombas con eje sellado es del orden del 60 % del de las blindadas.
2. Su eficiencia es del 10 al 15 % (96 % contra 84 %) mayor que las de las blindadas. Este aumento crece en importancia con el aumento de la capacidad de la bomba.
3. El mantenimiento de las bombas de eje sellado puede ser realizado in situ, mientras que las blindadas deben ser desmontadas y enviadas al fabricante.
4. Las bombas de eje sellado permiten el agregado de un volante con el objeto de aumentar la inercia del conjunto con el objeto de prolongar la circulación del refrigerante después de una parada imprevista y reducir los efectos del transiente térmico.

Un sello de "pérdida controlada" en una bomba, constituye una barrera entre el fluido que circula a alta presión y temperatura por la bomba, y el ambiente exterior a la misma, donde se encuentra el motor.

Dicha barrera debe extenderse y sellar en toda la perife-

ria del eje de la bomba, tanto en condiciones de velocidad normal de rotación o de detención.

Existen distintos tipos de sellos, los que deben satisfacer las siguientes condiciones especiales:

- a) Permitir una pérdida muy reducida, o prácticamente nula, posibilitando la recuperación y adecuado tratamiento del fluido perdido.
- b) En caso de falla, permitir la recuperación del agua del circuito primario que escape por el sello.
- c) Tiempos cortos de desarme y recambio en el caso de deterioro de un sello.

Un sello consta en esencia de un anillo solidario al eje de la bomba, enfrentado a otro similar solidario a la carcasa (Fig. 2) de tal manera que el único lugar de escurrimiento del agua, es el espacio comprendido entre las dos caras enfrentadas de los discos, uno de los cuales se mueve con el eje.

Desde el exterior, y en sentido contrario al escurrimiento del agua proveniente de la bomba, se inyecta agua a mayor presión, yendo una parte al interior de aquella y el resto se colecta para ser nuevamente inyectada.

La diferencia entre los sellos, consiste en el tipo de contacto que existe entre el anillo rotante y el fijo, y para cada uno de los casos, los materiales requeridos.

El más comunmente utilizado para operación normal es el denominado sello hidrostático. En este caso los discos no están en contacto, siendo la separación entre sus caras del orden de 10^{-4} . Al no existir rozamiento, no están sometidos a desgaste, y tienen la ventaja de producir muy baja fricción limitada únicamente a la viscosidad de la película del fluido.

Suelen utilizarse uno o más de estos sellos en serie, a lo largo del eje.

Aunque no estén sometidos a desgaste, las caras de los discos se revisten de materiales duros tales como óxido de cromo, carburo de tungsteno, u óxido de aluminio.

Como última etapa de sellado para el caso de falla de los sellos normales, se suelen utilizar "sellos mecánicos" en los que las caras de los anillos están en permanente contacto. En este caso, el anillo rozante es de grafito.

Las permanentes condiciones de operación del sello hidrostático con distancia entre discos de $10\ \mu$, obliga a realizar un cuidadoso y elaborado diseño mecánico de todo el conjunto.

El diámetro de la bomba por ejemplo, se dimensiona teniendo en cuenta criterios de rigidez, lo que conduce a diámetros mayores que si se dimensionara de acuerdo con los esfuerzos de torque. Cualquier vibración en el eje puede alterar la luz entre anillos produciendo su rozamiento y consecuente deterioro.

Este tipo de sellado obliga asimismo, a proceder con extremo cuidado en las operaciones de puesta en marcha y detención de las bombas.

Por último hay que mencionar que el sistema de inyección no implica una complejidad adicional, ya que es necesario disponer de tal sistema para otros fines vinculados con la operación del reactor.

Bombas del moderador.

Se ha mencionado que la CNA dispone de un circuito independiente para el moderador, el que circula razón de 700t/h por cada uno de los 2 loops.

En este orden de magnitud, se justifica plenamente el empleo de bombas blindadas, que es la solución adoptada en este caso.

Material del rotor de las bombas principales

Debido a los requerimientos de elevadas propiedades mecánicas, resistencia a la corrosión bajo tensiones y resistencia al desgaste que deben satisfacer los rotores de las bombas principales, resultan muy adecuados para este uso los aceros inoxidables endurecibles por precipitación.

De los tres grupos: martensíticos, semiausteníticos y austeníticos.

níticos, se seleccionó el de denominación 17-4 PH dentro de la serie de los martensíticos. Para estos aceros la sensibilidad a la corrosión bajo tensión, causa principal de las fallas producidas en estos usos, es función fundamental del tratamiento térmico a que la pieza es sometida. El tratamiento térmico consiste en enfriar rápidamente de modo de obtener una estructura martensítica, con lo que se obtiene una dureza considerable, y luego calentar nuevamente a una temperatura entre 480° y 590°C de manera de lograr un endurecimiento por precipitación (envejecimiento.. Este segundo tratamiento es el más importante desde el punto de vista de la resistencia a la corrosión bajo tensión.

Tratamientos de precipitación a mayores temperaturas, que producen un ligero sobre-envejecimiento, dan como resultado mejores propiedades a la corrosión bajo tensión.

Fabricación de los grandes componentes de la
Central de Atucha

Recipiente de presión

Según se puede observar, en la figura correspondiente (Fig.2), por sus dimensiones se trata de uno de los recipientes mayores fabricados hasta ahora.

La tapa está compuesta por un casquete esférico que consta de 3 segmentos y una brida formada por 2 mitades soldadas.

La parte inferior está formada por dos virolas cilíndricas y un fondo semiesférico.

Cada una de las virolas cilíndricas está formada por 3 segmentos, y el fondo por una calota y 6 segmentos.

Con excepción de la calota inferior, prensada a partir de una ~~chapa~~ laminada, el resto de las partes han sido forjadas.

Alguna de estas partes por sus dimensiones exigieron durante la colada la utilización de dos hornos; uno eléctrico y otro Siemens Martin puesto que individualmente no tenían la capacidad necesaria.

Luego de ser forjadas las distintas partes, fueron sometidas a un examen completo por ultrasonido, posteriormente se pre-maquinaron y doblaron en caliente.

Luego del tratamiento térmico de temple y revenido, se realizó una nueva prueba no destructiva por ultrasonido.

De cada una de las piezas se realizan exámenes físicos en distintas condiciones de tratamiento térmico.

Estos ensayos incluyen: tracción, fluencia, elongación impacto, curvas de temperatura de transición con probetas charpy:V, temperatura de transición dúctil-frágil con probetas Pellini, composición química, dureza y tamaño de grano.

Una vez que se han verificado las propiedades de cada parte se preparan los cantos para la soldadura.

La operación de soldadura de estos grandes espesores, debe ser ensayada previamente por medio de las llamadas "Pruebas de Procedimiento" que permita demostrar claramente que el fabricante tiene dominio sobre las variables del proceso de soldadura.

./...

Para la soldadura de las costuras longitudinales de las virolas y bridas y las costuras de la tapa, se utiliza el método de arco sumergido con alimentación de 2 alambres a la vez.

El fondo se suelda con electrodos manuales.

Las soldaduras se examina no destructivamente mediante ultrasonido y rayos X y se realizan ensayos mecánicos en probetas que se han soldado junto con las costuras definitivas.

Una vez soldadas las distintas partes, éstas se maquinan y plaquean.

Desde el punto de vista ingenieril el transporte de las piezas mayores presenta problemas especiales.

Algunas de las máquinas necesarias para manipular, posicionar y soldar están entre las mayores que se han construido.

Por sus dimensiones, este recipiente no puede ser construido en un solo taller; las costuras circunferenciales se realizan en Holanda, y desde allí se embarcará el recipiente.

Es interesante destacar los problemas de inspección que se presentan en las costuras soldadas.

Ambos métodos utilizados, ultrasonido y radiografía, presentan sus características especiales.

Los espesores en juego ponen en el límite el alcance de los aceleradores lineales existentes para efectuar radiografías.

Por otra parte la interpretación de las señales se complica por las distintas estructuras metalográficas a través de los grandes espesores.

En general la tendencia Estadounidense es basar los criterios de aceptación o rechazo en función del resultado de la radiografía mientras que los Europeos confían más en el resultado de los ensayos de ultrasonido.

Ambos métodos deben ser considerados complementarios y no excluyentes puesto que si bien ambos son capaces de detectar en un gran porcentaje los mismos defectos, existen algunos defectos que son detectados específicamente por una u otra técnica.

Fabricación del generador de vapor

Los problemas de fabricación de los generadores de vapor son de naturaleza distinta a los que presenta el recipiente de presión. Se concentran aquí en los aspectos de la fabricación de la placa tubo, su perforación con las tolerancias admisibles, el entubado y la soldadura de los tubos a la placa.

La placa, los dos aros linderos y el fondo semiesférico son de acero 22 Ni Mo Cr 37, denominación alemana del ASTM A508 clase 2, Grado B, similar al del recipiente de presión.

Toda la parte del circuito primario se halla plaqueada, la placa tubo con Inconel y con material austenítico el resto.

La placa es forjada, tratada térmicamente, maquinada, plaqueada con Inconel 182 en tres capas con maquinado y examen con ultrasonido de cada capa, para el final soldar los dos aros contiguos a cada lado de la placa dada la imposibilidad del posterior distensionado de esas costuras una vez armado el intercambiador.

Luego de perforados los 7890 agujeros para los tubos, se coloca y suelda la envuelta secundaria hasta la altura del cono. Corresponde luego colocar los tubos y soldarlos. Estas dos tareas exigen el máximo de limpieza y se realizan dentro de un recinto cerrado con aire filtrado.

También se exige sumo cuidado en el manejo de los tubos durante el entubado, pues no se admiten adelgazamientos de pared de más de 0.1 mm.

Los generadores de vapor en sí presentan requerimientos de ensayos especiales provenientes de su utilización en un reactor. Fuera de los ensayos normales cabe mencionar que los generadores son sometidos a ensayos de pérdidas con helio, debiendo cumplir la parte del circuito primario contra su exterior 10^{-5} torr. lit/seg y la secundaria contra el exterior 10^{-3} torr. lit/seg.

Cabe mencionar que los tubos son examinados uno por uno por ultrasonido para verificar la ausencia de defectos longitudinales o transversales, y además examinados visualmente en un 100% de su superficie exterior.

Fabricación de las bombas principales

En estas máquinas los problemas son un poco diferentes que los hasta ahora mencionados en los componentes precedentes.

Se tiene aquí una carcaza fundida en acero 18NiMoCr 37 semejante al ASTM A508 ya mencionado. Los problemas de esta carcaza son similares al de otras piezas de gran tonelaje fabricadas por este método.

Respecto del plaqueado los problemas son similares a los ya mencionados.

El eje, de un acero inoxidable 17-4 PH, es mencionado en párrafo aparte.

Fuera de esto, el maquinado de las distintas partes exige sumo cuidado. En especial el sello de alta presión que debe presentar sus superficies perfectamente paralelas. Siendo la separación en servicio de 10 micrones, es clara la terminación de esas superficies, lapidados, y el cuidado de su posterior manipulación.

Fabricación del Presurizador y Tubería Principal

Quedan aun por mencionar el presurizador y las tuberías principales. Ambos no presentan novedades frente a las ya mencionadas para los demás componentes del circuito primario. Fundamentalmente es válido todo lo dicho respecto al plakeado, agregándose para el presurizador la concerniente a su complejidad mecánica.

Referencias

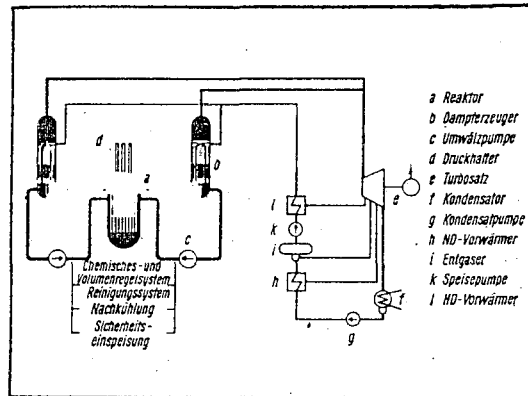
- 1) Problems in Design and Construction of Large Reactor Vessels - A.L. Ganes, L. Porse
- 2) Pumps for Nuclear Service
A.L. Bonke, R.E. Ball
- 3) Pumps for Primary Circuits - D. Born
- 4) Shaft-Seal Systems for Large Power-Reactor Pumps.
John G. Williams
- 5) The Tensile Properties of Selected Steels for use in Nuclear Reactor Pressure Vessels.
Klier, Hawthorne, Steele. NRC Report 6649
- 6) The Coming Steels for Nuclear Pressure Vessels Service.
R.H. Sterne - Nucleonics, Marzo 1967
- 7) Anomalous Embrittling Effects observed during Irradiation Studies on Pressure Vessel Steels.
G. Carpenter, N. Knopf, E. Byron - Nuclear Service and Engineering, marzo 1964.
- 8) Irradiation Embrittlement of a Low Alloy Steel Heat Treated to different Microstructures.
M. Vacek, I. Urtěl - Symposium on Radiation Damage in Reactor Materials, Viena, junio 1969
- 9) Analysis of Engineering and Basic Research Aspects of Neutron Embrittlement of Steels.
W.S. Pellini, L.E. Steele, I.R. Hawthorne - The Welding Journal Supplement, junio 1962
- 10) Practical Considerations in Applying Laboratory Test Criteria to the Fracture Safe Design of Pressure Vessels.
N.S. Pellini, P.P. Puzak - NRL Report 6030
- 11) Weld Deposited Cladding of Pressure Vessels.
R.D. Wylie, J. McDonald, A.L. Lowenberg - British Welding Journal, agosto 1965.

./...

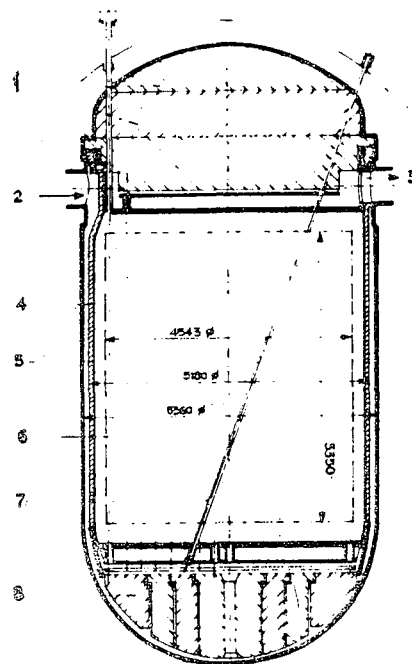
- 12) Influence of Carbon and Nickel Content on Stress
Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Alloys
in Pure or Chlorinated Water at 350°C.
H. Corion, L. Gráll, P. Olivier, H. Willermoz
- 13) Precipitation Hardening Stainless Steel in Water-
Cooled Reactors.
M.C. Rowland, W.R. Smith - Nuclear Engineering,
enero 1962.

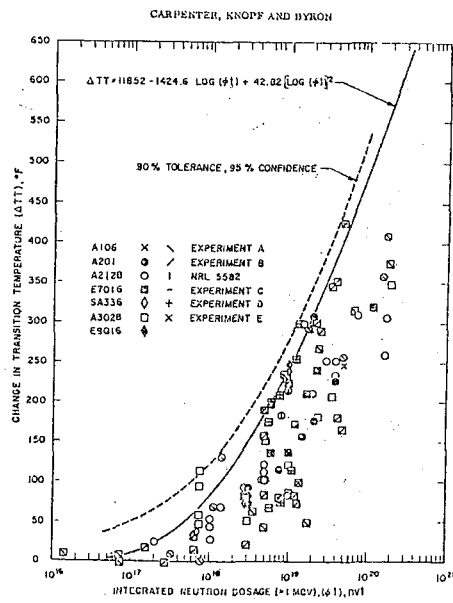
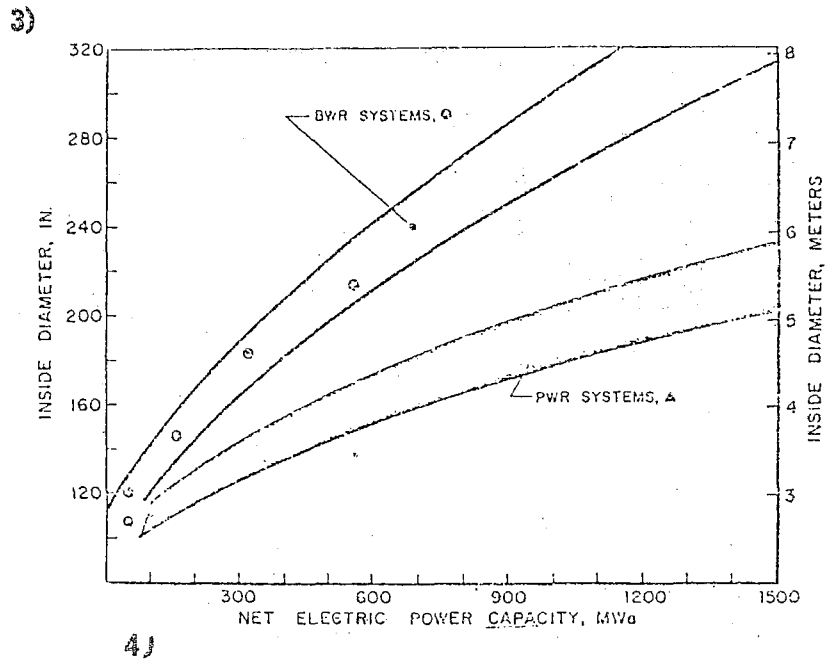
<u>Descripción</u>	<u>Acápites de las figuras</u>
(Fig 1)	Circuito esquemático de una central nuclear con reactor PWR.- Referencias: a)Reactor, b)Generador de vapor, c)circulador, d)presurizador, e)turbina, f)condensador g)bomba de condensador, h)precalentador de baja presión i)desgasificador, k)bomba de alimentación, l)precalentador de alta presión.-
(Fig 2)	Corte del recipiente de presión de la Central Atucha Referencias: 1)relleno superior, 2)entrada, 3)salida 4)recipiente del moderador, 5)aislación, 6)canal de enfriamiento, 7)guía de barra de control, 8)relleno inferior.-
(Fig 3)	Relación entre el diámetro del recipiente de presión y la potencia de la central para centrales nucleares con reactor tipo PWR ó BWR.-
(Fig 4)	Efecto de la irradiación sobre la temperatura de transición dúctil-frágil en varios aceros para recipientes de presión.-
(Fig 5)	Corte de un generador de vapor para central nuclear de 300MWe.- Referencias: 1)boca de hombre, 2)cámara primaria, 3)desagote de barro y de agua, 4)haz de tubos, 5)entrada de agua, 6)separador de agua, 7)salida de vapor, 8)entrada de mano, 9)entrada primaria, 10)salida primaria, 11)entrada primaria.-
(Fig 6)	Defectos en las zonas de superposición de las bandas del plaquero.-
(Fig 7)	Susceptibilidad a la corrosión bajo tensión en aleaciones Cr,Fe,Ni en función del contenido de Ni.-
(Fig 8)	Esquema de un sello hidroestático para bombas con pérdida controlada.-Referencias: 1)distribución de presión en el espacio radial, 2)anillo de cierre(fijo), 3)anillo de cierre(rotativo), 4)cuerpo, 5)superficie de cierre, 6)eje.-

1)

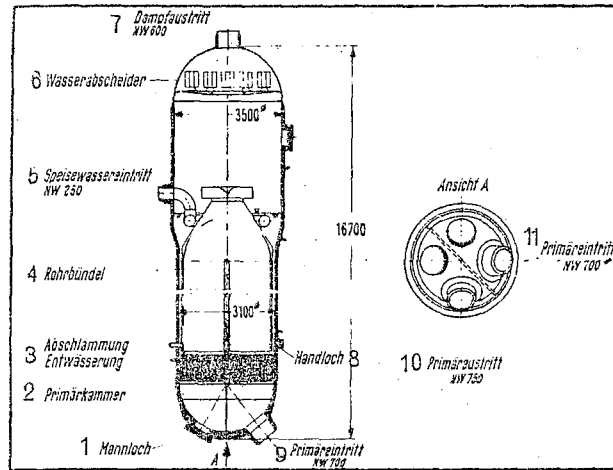


2)

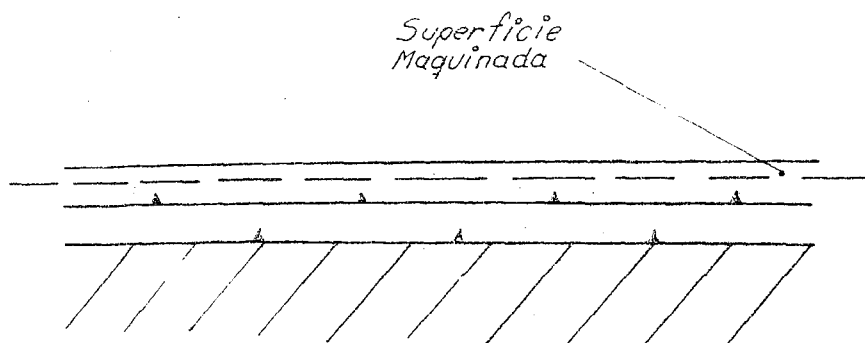


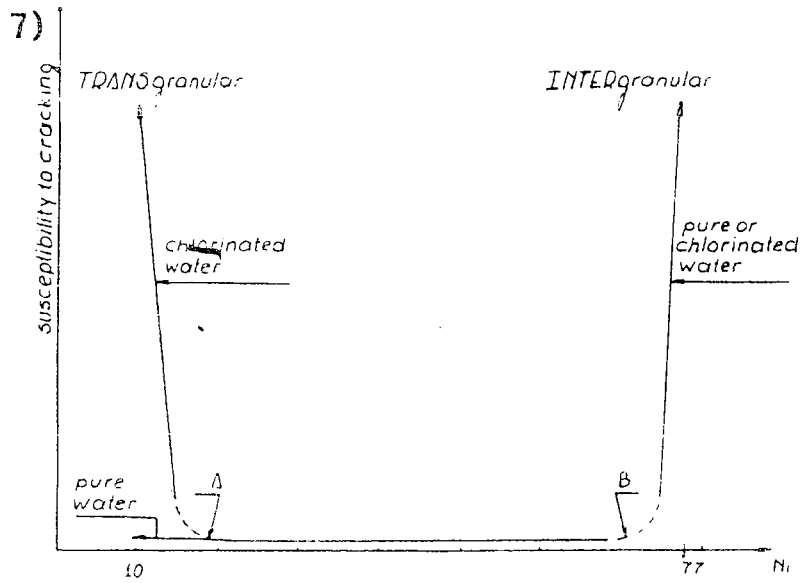


5)



6)





8

