
REACTOR

DE AGUA EN EBULLICION

AVANZADO

D. R. WILKINS - T. SEKO - S. SUGINO - H. HASHIMOTO

El diseño básico del reactor de agua en ebullición avanzado (ABWR) se terminó en diciembre de 1985. Como resultado de una colaboración conjunta entre Japón y Estados Unidos, representa la siguiente generación de reactores de agua en ebullición, para entrar en funcionamiento comercial en los años noventa. El ABWR ha sido desarrollado conjuntamente por General Electric, Estados Unidos, e Hitachi y Toshiba en el Japón, bajo la jefatura y directriz de Tokyo Electric Power Co. Inc. (Tepco), trabajando en colaboración con otras empresas de electricidad japonesas usuarias de reactores de agua en ebullición.

El programa ABWR tuvo su origen en 1978-79, cuando GE estableció un grupo de diseño llamado el "Equipo de Ingeniería Avanzada". Este equipo, compuesto por Asea Atom, de Suecia; Ansaldo Meccanico Nucleare (AMN), de Italia, e Hitachi y Toshiba, del Japón, además de GE, produjeron un diseño conceptual para el ABWR.

Esto fue seguido por la fase II del proceso de desarrollo, en la cual GE, Hitachi y Toshiba llevaron a cabo más trabajos de diseño e ingeniería, de manera que se pudiera llevar a cabo una evaluación técnica y económica.

Además se inició un extenso programa para ensayar algunas de las nuevas características y componentes clave. Esto refleja la filosofía de "ensayar antes de usar" adoptada en el programa ABWR, y tiene también la finalidad de dirigirse a los aspectos de autorización.

Al igual que Tepco, intervinieron en este programa conjunto de estudios las otras cinco empresas de electricidad japonesas con reactores de agua en ebullición (Chubu, Chugoku, Hokuriku, Tohoku y JAPC), especialmente con ensayos de confirmación de elementos tales como bombas internas del reactor, accionamiento de barras de control de movimiento fino y la vasija de contención de hormigón armado. Estos programas de ensayo han formado parte integral del programa de mejora y normalización de reactores de agua ligera del Ministerio de Comercio Internacional de Industria (Miti).

Los programas de venteo estructural y horizontal de la contención se terminarán en 1986. El programa de ensayo en planta del accionamiento de barras de control de movimiento fino se llevará a cabo en la central de La Salle, de la Commonwealth Edison Company. El Gobierno Japonés, a través de su Cen-

D. R. WILKINS es director general del Programa de reactores BWR avanzados. T. SEKO es director general del Departamento de construcción de centrales nucleares de la Tokyo Electric Power Company. S. SUGINO es subdirector general de la División de generación de energía nuclear de Hitachi Ltd. H. HASHIMOTO es director del Departamento de Ingeniería de Proyecto de Reactores BWR de Toshiba Corp.

tro de Ensayos Técnicos de Energía Nuclear (Nupec), está llevando a cabo en sus instalaciones de ensayo a gran escala un programa de ensayos de confirmación, centrado en las prestaciones integradas del sistema del reactor, insistiendo especialmente en las bombas internas del reactor.

El diseño preliminar de la fase II se terminó a mediados de 1983, y la fase III se terminó a finales de 1985. Durante la tercera fase se realizó la optimización de una serie de elementos de diseño, sistemas y prácticas de construcción. En esta última etapa de la fase de diseño se puso principal énfasis en la reducción de costos, con prioridad en los gastos de inversión del ABWR. Estos deben ser equivalentes a los de la generación actual de reactores de agua en ebullición BWR/5, con una capacidad de 1.100 MWe, en comparación con las 1.350 MWe del ABWR. Esta meta ambiciosa exigió muchos esfuerzos en los campos de optimización de sistemas y equipos, pero también ayudó a conseguir una simplificación.

OBJETIVOS DE DISEÑO DE LA PLANTA

Los principales objetivos del ABWR son:

- Incrementar la operabilidad de la central, su maniobrabilidad y su capacidad de seguimiento de la carga diaria.
- Incrementar la seguridad de la central y los márgenes de operación.
- Mejorar la disponibilidad de la central y el factor de capacidad.
- Reducir la exposición a las radiaciones para los operarios de la central.
- Reducir los gastos de inversión de explotación de la central.

Entre los elementos clave de diseño están:

- Mayor potencia de la central y planta de turbina mejorada, incluyendo álabes de 52 pulgadas en la última etapa, recalentador de dos etapas, más drenajes bombeados, tanto de alta como de baja presión.
- Bombas internas para recirculación del refrigerante del reactor.
- Accionamientos de barras de control con movimiento fino.
- Vasija de contención cilíndrica de hormigón armado, integrada en un edificio compacto del reactor.
- Núcleo y combustible mejorados.
- Sistemas de seguridad optimizados, con NSSS simplificado y refrigeración de emergencia del núcleo mejorada.
- Sistemas avanzados de control e instrumentación, utilizando tecnología digital a base de microprocesa-

dores, y transmisión de señales multiplexadas por fibra óptica.

- Sistema de desechos radiactivos, mejorados.

La tabla I resume las principales especificaciones de la central, y las compara con las de los reactores de agua en ebullición actuales del Japón.

TI
Comparación de las principales especificaciones de central con ABWR, respecto a las de la generación actual de BWR japoneses

	ABWR	Japoneses actuales
Potencia de la central		
Potencia térmica	3.926 MW	3.293 MW
Potencia eléctrica	1.356 MW	1.100 MW
Ciclo de la central (ambos son directos)		
Presión en la cúpula de la vasija	73,1 kg/cm ²	71,7 kg/cm ²
Caudal de vapor principal	7.640 tons/h	6.410 tons/h
Temperatura del agua de alimentación	215,5 °C	215,5 °C
Turbina	TC6F-52 pulg.	TC6F-4 pulg.
Recalentamiento	Recalentamiento en dos etapas	Sin recalentamiento
Caldera nuclear		
Vasija del reactor		
Diámetro interior	7,1 m	6,4 m
Altura	21 m	32,1 m
Densidad de potencia	50,6 kW/l	50,0 kW/l
Conjunto de combustible	872 (8 x 8 barrera)	764 (8 x 8)
Barras de control	205-B ₄ C	185-B ₄ C
Accionamiento de las barras de control		
Funcionamiento normal	Motor eléctrico de movimiento fino	Bloqueo hidráulico
Inserción scram	Pistón hidráulico con actuación de apoyo del motor eléctrico	Pistón
Sistema de recirculación	10 bombas internas	2 bombas exteriores con 20 bombas internas de chorro
Caudal del núcleo (100 % potencia nominal)	52.200 tons/h	48.300 tons/h
Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo *		
Configuración del sistema	3 divisiones	3 divisiones
	Div. 1: RCIC + LPFL Div. 2: HPSC + LPFL Div. 3: HPSC + LPFL	Div. 1: LPCS + LPCI Div. 2: LPCI + LPCI Div. 3: HPSC
Tipo de tubo rociador	Distribuido, en la parte superior	Anillo periférico
Evacuación de calor residual	3 divisiones	2 divisiones
Contención del primario		
Tipo	Supresión de presión	Supresión de presión
Configuración	Vasija cilíndrica de hormigón armado integrada con el edificio del reactor	Vasija de acero cónica independiente
Controles e instrumentación		
Tipo	Controles digitales basados en microprocesador	Circuito analógico de relés
Comunicación de datos	Fibra óptica inteligente multiplexada	Cableado duro

* Abreviaturas: HPSC - rociado del núcleo a alta presión. LPCI - inyección de refrigerante de alta presión. RCIC - refrigeración del aislamiento del núcleo del reactor. LPCS - rociado del núcleo a baja presión. LPFL - inundación a baja presión.

MAYOR POTENCIA DE LA CENTRAL Y DISEÑO DE TURBINA MEJORADO

La central ABWR está diseñada para una potencia térmica nominal de 3.926 MWt, que da una potencia eléctrica superior a 1.350 MWe.

Para mejorar el rendimiento de la central, sus prestaciones y su economía, el diseño de la turbina incorpora un diseño de álabes de última etapa de 52 pulgadas. Unos separadores de humedad/recalentadores combinados eliminan la humedad y recalientan el vapor en dos etapas. Para ayudar a aumentar la potencia de la central y reducir los costes, el diseño ha incorporado también el concepto de drenajes bombeados hacia arriba, tanto de alta como de baja presión.

En lugar de devolver los drenajes del calentador en cascada al condensador, el sistema de drenajes bombeados hacia arriba aprovecha este calor perdido y lo vuelve a inyectar en el agua de alimentación, antes de los calentadores. Este concepto incrementa la potencia del generador casi en 5 MWe, y ayuda a reducir la capacidad de los pulidores de condensado. También ha reducido las necesidades de espacio para ambas áreas de calentador, tanto de alta como baja presión. En general, se ha efectuado un aprovechamiento óptimo de las mejoras de diseño para aumentar al máximo la potencia de la central y reducir los costos.

VASIJA DEL REACTOR INCORPORANDO BOMBAS INTERNAS

El cambio más drástico que presenta el ABWR respecto a los diseños anteriores de reactores de agua en ebullición es la eliminación de los bucles ex-

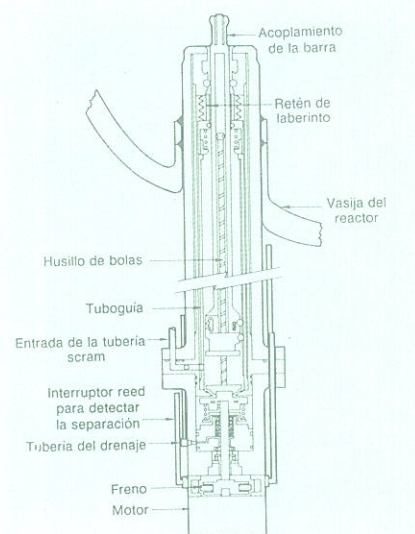
teriores y la incorporación de bombas internas para recirculación del refrigerante del reactor. La vasija de presión del reactor (RPV) y los elementos internos del núcleo se han optimizado para el concepto de bomba interna.

Se han eliminado todas las grandes tubuladuras de acoplamiento de tuberías en la vasija, debajo del nivel superior del combustible activo. Con esto sólo, ya se mejoran las prestaciones de seguridad durante un accidente con pérdida de refrigerante postulado (LOCA), y permite una menor capacidad de ECCS, tal como se dirá más adelante. El anillo formado entre la pared de la vasija y la envolvente de la zona del núcleo constituye la vía de descenso para el flujo de refrigerante, impulsado por las bombas internas situadas en la parte inferior de la vasija. También deja el espacio necesario para levantar los rodetes de la bomba y sus ejes para trabajos de inspección, durante las paradas de la central para mantenimiento y recarga de combustible.

La vasija de presión del reactor tiene un diámetro de 7,1 m, y una altura de 21 m. La altura del reactor y su volumen total se han reducido al mínimo, con la consecuencia de unas menores necesidades de volumen para la contención y el edificio del reactor. Las necesidades de inspección en servicio se han reducido gracias a la utilización de las bombas internas y a eliminar las tubuladuras de acoplamiento de los tubos de recirculación, y la pequeña cantidad de soldadura en la vasija durante la fabricación de la misma. La vasija del reactor se ha diseñado de forma que permita la máxima inspección de soldaduras en servicio, utilizando equipos automáticos. Esto ayudará a reducir al mínimo la mano de obra y reducir la exposición a las radiaciones.

Aprovechando numerosos elementos de diseño y capitalizando datos de ensayos anteriores de General Electric sobre prestaciones de separadores, se acortaron los tubos verticales del separador, se suprimió el limitador de velocidad en los álabes de control, debido al diseño de accionamiento de barras de control de movimiento fino, y se adoptó una nueva cabeza esférica para la RPV. Todo esto ayudó a reducir la altura de la RPV en más de 1,5 m respecto a un diseño preliminar anterior. Esto dio lugar a una importante reducción de costo, y sirve como ejemplo del tipo de evaluación realizada para conseguir una simplificación y reducción de costes en el diseño general del ABWR.

Otras características del diseño de la vasija del ABWR incluyen unas tubuladuras de salida de vapor principal que contienen un cuello de diámetro reducido y un difusor que se utiliza para



Accionamiento de barras de control de movimiento fino

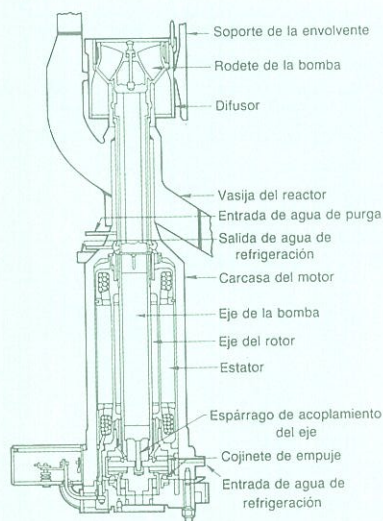
medir el caudal de vapor. Esto también actúa para limitar el caudal y reducir las cargas sobre los elementos internos del reactor, y reduce las cargas en la contención durante los accidentes postulados con pérdida de refrigerante. Los secadores y separadores de vapor son del diseño mejorado con menor pérdida de presión, desarrollados para los BWR/6. Esta baja caída de presión contribuye a unos mayores márgenes de estabilidad y a menores costes de energía para las bombas.

El ABWR incorpora diez bombas de recirculación internas situadas en la parte interior de la vasija de presión del reactor. Esto simplifica el sistema de caldera nuclear y reduce las necesidades de espacio en la vasija de hormigón armado de la contención y del edificio del reactor.

La eliminación de los bucles externos de recirculación ha traído consigo numerosas ventajas. Entre las ventajas clave están la reducción de nivel de radiación en la contención en más del 50 % en comparación con las centrales actuales, y las menores necesidades de bombeo. El exceso de caudal proporcionado por el diseño de la bomba mejora el funcionamiento de la planta y permite el funcionamiento a plena potencia, estando fuera de servicio una de las bombas.

Las bombas internas son del diseño con motor húmedo, sin retenes en los ejes. Esto proporciona mayor fiabilidad y reduce las necesidades de mantenimiento, y por tanto reduce la exposición a la radiación en el trabajo. Estas bombas internas tienen menor inercia rotativa, y junto con la fuente de alimentación de frecuencia variable de estado sólido pueden responder rápidamente a los transitorios de carga de la red y las demandas del operador.

Bomba interna del reactor para el ABWR



ACCIONAMIENTO DE BARRAS DE CONTROL DE MOVIMIENTO FINO FMCRD

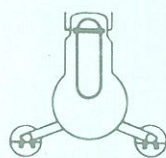
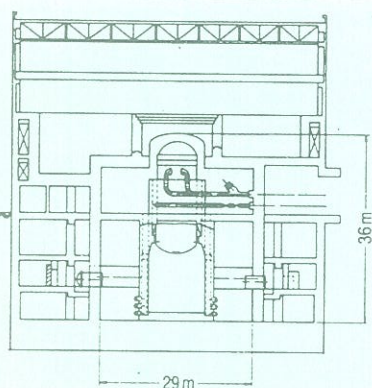
El ABWR incorpora unos accionamientos de barra de control electrohidráulico de movimiento fino, que proporcionan eléctricamente un movimiento fino de las barras durante el funcionamiento normal, y presión hidráulica para inserción scram.

Las bajas necesidades de mantenimiento y la reducida exposición a las radiaciones son elementos clave del nuevo accionamiento. La camisa de acero integral que lleva el FMCRD sustituye a los soportes exteriores de viga de los BWRs actuales, y mejora las posibilidades de mantenimiento, reduciendo la exposición a la radiación.

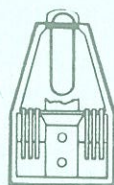
El movimiento fino (con escalonamientos de 18 mm) durante el funcionamiento normal se consigue mediante un husillo con tuerca de bolas, accionado por el motor eléctrico. El motor eléctrico también da mayor fiabilidad, al proporcionar una diversidad respecto al scram accionado hidráulicamente. También actúa como ayuda al entrar el motor después de un scram. La posibilidad de movimiento fino permite efectuar unas variaciones de potencia pequeñas y un movimiento de barras más fácil para compensar la reactividad de quemado a la potencia nominal. También reduce los esfuerzos que sufre el combustible y mejora la integridad de las barras de combustible. El movimiento de barras por grupo (accionamiento simultáneo de un grupo de hasta 26 barras) y el control automatizado mejora notablemente el tiempo de arranque y las posibilidades de maniobra de potencia para seguimiento de carga.

El accionamiento de barras de control de movimiento fino del ABWR ha sido desarrollado a partir del diseño europeo, reduciendo la longitud y diámetro, y añadiendo la función de scram rápido. Otros refinamientos en los diseños del conjunto de husillo de bolas y retén

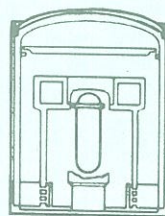
Vasija de contención cilíndrica de hormigón armado del ABWR, integrada con el edificio del reactor



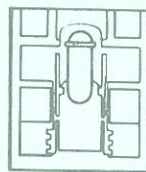
MkI



MkII



MkIII



ABWR

Evolución del diseño de la contención para los BWRs (reactores de agua en ebullición)

han dado lugar a unas necesidades de mantenimiento menores.

DISEÑO DE LA CONTENCIÓN Y DEL EDIFICIO DEL REACTOR

Para el ABWR se eligió como diseño de referencia para la contención primaria una vasija de contención cilíndrica de hormigón armado.

Los muros de hormigón de la vasija están integrados con el edificio del reactor, y forman un elemento estructural principal del edificio. La losa anular superior del pozo seco también está integrada con las vigas de la piscina superior que atraviesan el edificio, y tienen conexión directa con los muros exteriores del edificio.

El muro de hormigón de la vasija que retiene la presión está revestido con plancha de acero estanca. El diseño cilíndrico, que es un concepto de forma sencilla, tal como se adoptó en el diseño de pozo seco Mark III, ayuda a conseguir una construcción más fácil y rápida. Los más recientes BWRs japoneses incorporan una versión mejorada de la contención MkII, mientras que las últimas unidades fuera del Japón ya adoptan el diseño MkIII (por ejemplo Grand Gulf, Leibstadt, River Bend).

El pozo seco superior encierra al reactor, así como las tuberías y válvulas del proceso del sistema de refrigeración del reactor. El pozo seco inferior, situado debajo de la vasija del reactor, es el espacio para la instalación y mantenimiento de los motores de las bombas internas y de sus intercambiadores de calor, así como de los accionamientos de las barras de control. Las tuberías y cables están dispuestas en el interior, y salen fuera de este espacio. El acceso para personal y equipos se obtiene por medio de escotillas situadas en el pozo seco superior, y a través de los túneles en el pozo seco inferior.

El pozo húmedo proporciona un espacio de aire y una piscina para suprimir el vapor en caso de un LOCA (accidente con pérdida de combustible) postulado. Unas válvulas de venteo horizontales múltiples, derivadas del diseño de la contención MkIII, descargan la mez-

cla de vapor y agua de parada de la vasija, y el aire del pozo seco, a la piscina del pozo húmedo. El vapor se condensa y los productos de fisión se recogen y retienen en la piscina.

El diseño del ABWR representa una reducción muy importante en cuanto a volumen y coste del edificio del reactor. El volumen del edificio del reactor se ha reducido aproximadamente a 167.000 m³. Esto no solamente ha reducido los costes de construcción, sino también ha acortado el tiempo en 2,5 meses.

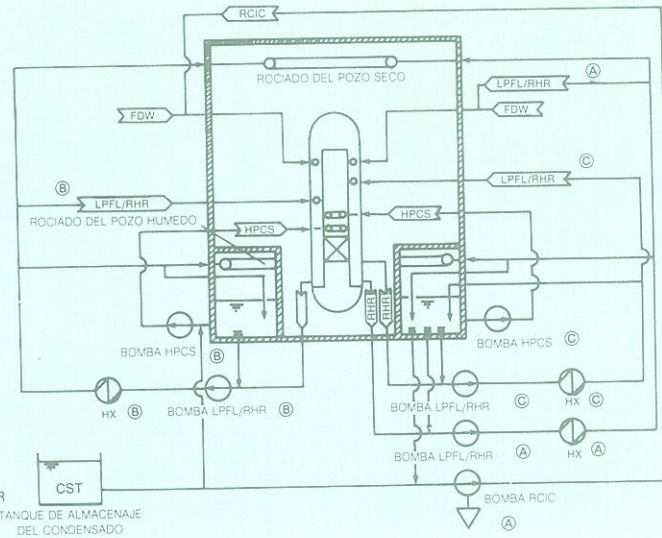
El sistema de integración estructural aprovecha tanto la vasija de la contención como el edificio del reactor para soportar cargas dinámicas y de cortadura, reduciendo, por tanto, la dimensión general y espesor de los muros de soporte.

El nuevo diseño de disposición constituye una mejora importante, por cuanto se eliminan la mayoría de los muros interiores; de ahí que se reduzca el peso muerto y la cortadura en la base. El edificio del reactor se ha dividido en tres cuadrantes para obtener la separación de los sistemas de seguridad configurados en tres divisiones. También se ha revisado el pedestal del reactor para soportar el piso de membrana del pozo seco, conectar los túneles de acceso a la zona situada debajo de la vasija, contener el sistema de válvulas de venteo horizontales, y proporcionar unas válvulas de venteo que conecten entre sí el pozo seco inferior y superior. El diseño también aprovecha al máximo la fabricación en taller, mediante la aplicación de técnicas de construcción modular.

DISEÑO MEJORADO DE NÚCLEO Y COMBUSTIBLE

El diseño del núcleo y combustible del ABWR trata de mejorar el rendimiento de explotación, la facilidad de explotación y la economía de combustible de la central. Esto se consigue principalmente mediante la utilización de combustible resistente a PCI (barrera) a un enriquecimiento de combustible por zonas axiales, al diseño del núcleo de la célula de control y a una mayor posibilidad de flujo en el núcleo.

Abreviaturas: HPCS – sistema de rociado del núcleo de alta presión. RHR – sistema de evacuación de calor residual. RCIC – sistema de refrigeración del aislamiento del núcleo del reactor. LPFL – inundación de baja presión. FDW – tuberías de agua de alimentación. HX – intercambiador de calor.

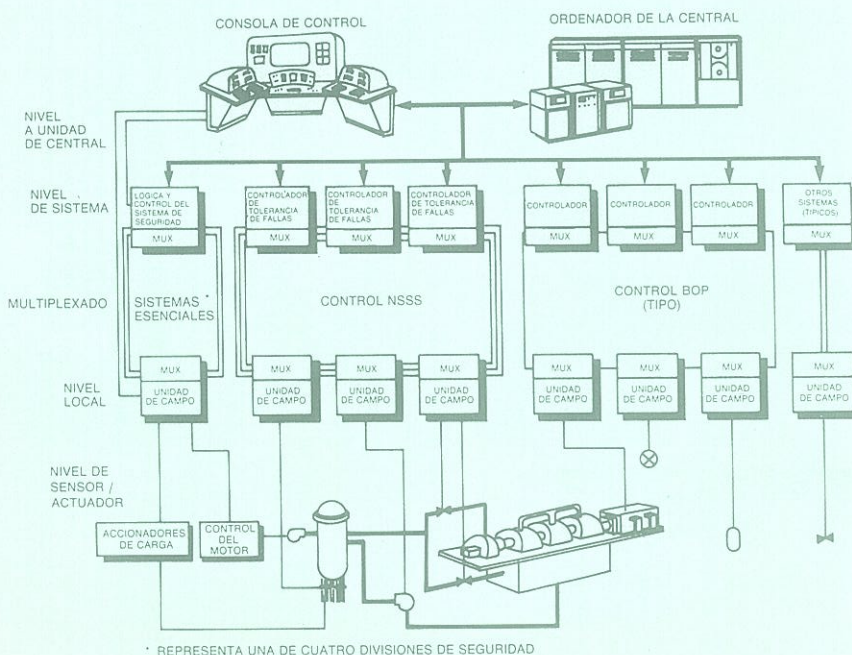


Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo del ABWR. El sistema tiene tres divisiones, (A), (B) y (C). Como puede verse en el diagrama de la parte inferior izquierda, (A) consiste en RCIC más LPFL/RHR, mientras que (B) y (C) consisten en HPCS más LPFL/RHR.

La utilización de unos sistemas de carga del combustible con movimientos mínimos reduce los tiempos de recarga de combustible, aumentando al mismo tiempo el grado de quemado de combustible a unos valores superiores, permitiendo unos ciclos de trabajo continuos más largos, y dando unos costes inferiores por ciclo de combustible. El combustible por zonas axiales, con mayor enriquecimiento y menor contenido de gadolinia (absorbedor Gd) en la mitad superior de las barras del com-

bustible, permite mantener uniforme la distribución axial de potencia a lo largo del ciclo de trabajo. Esta característica asegura un mayor margen térmico, que juntamente con las demás características de diseño del núcleo da lugar a una mejora en la integridad de combustible, en el factor de capacidad de la central y en la flexibilidad operacional. El combustible por zonas axiales elimina la utilización de unas barras de control poco profundas para la conformación axial de potencia. Las barras de

Concepto de multiplexado para el ABWR



* REPRESENTA UNA DE CUATRO DIVISIONES DE SEGURIDAD

control se utilizan únicamente para controlar la reactividad.

El diseño del núcleo utiliza el concepto del núcleo de célula de control, que ya se ha aplicado con éxito a muchas de las últimas plantas que están en funcionamiento. En este diseño, todas las barras de control se retiran totalmente a lo largo de un ciclo de trabajo, excepto las que están en las células de control.

Cada célula de control consiste en cuatro haces de combustible agotados que rodean una barra de control. Solamente estas barras de las células de control se mueven para compensar la reactividad. Esto reduce al mínimo la cantidad de manipulación de barras de control que ha de hacer el operador durante el ciclo para compensar la reactividad o conseguir el conformado de distribución de potencia. Este diseño también mejora el factor de capacidad, ya que la célula de control elimina la necesidad de intercambio de secuencia de barras. El exceso de reactividad caliente plana reduce al mínimo los ajustes de barra durante el ciclo.

La posibilidad de obtener un exceso de flujo en el núcleo por encima del valor nominal en más del 11 % da diversos beneficios. El seguimiento diario de la carga desde el 100 % al 70 % al 100 % de potencia (en un ciclo de 14-1-8-1 horas) resulta fácil utilizando el ajuste de caudal del núcleo, sin movimiento de barras de control. Simultaneando la utilización máxima del exceso de caudal y un ligero ajuste de las barras de control, se consigue con facilidad un seguimiento de carga del 100 %-50 %-100 %. Además, el exceso de capacidad de caudal permite un funcionamiento con desplazamiento espectral y un quemado adicional estando fuera todas las barras, lo cual da mayor flexibilidad operacional, un funcionamiento más prolongado y un coste más reducido del ciclo de combustible.

SISTEMAS DE SEGURIDAD OPTIMIZADOS

Los sistemas ECCS y de evacuación de calor residual (RHR), junto con los demás sistemas auxiliares, se revisaron para simplificar y optimizar su diseño. El diseño incorpora tres divisiones redundantes e independientes de ECCS y de evacuación de calor de la contención.

Al haberse suprimido los bucles exteriores de la vasija de presión del reactor y no haber grandes tubuladuras de conexión de tuberías en la región del núcleo, se ha podido ir a un ECCS de capacidad reducida, manteniendo al mismo tiempo el combustible cubierto para todo el espectro de LOCAs (accidente con pérdida de combustible)

postulados, incluido un fallo singular. La red ECCS tiene tres divisiones, cada una de las cuales lleva un sistema de aporte de refrigerante de alta presión y uno de baja presión. La configuración de alta presión consiste en dos equipos de rociado del núcleo a alta presión accionados por motor (HPCS), cada uno con su tubo rociador independiente y propio en la parte superior, y el sistema de refrigeración del aislamiento del núcleo del reactor (RCIC), que se ha elevado de categoría para convertirlo en un sistema de seguridad. El RCIC tiene la doble función de proporcionar caudal ECCS de alta presión después de un LOCA postulado, y también proporcionar control de refrigerante para enfriamiento del reactor, para los transitorios de aislamiento del reactor. El RCIC, con su potencia accionada por turbina de vapor, proporciona también una fuente de aporte diversificada durante las situaciones de "pérdida de toda la corriente alterna".

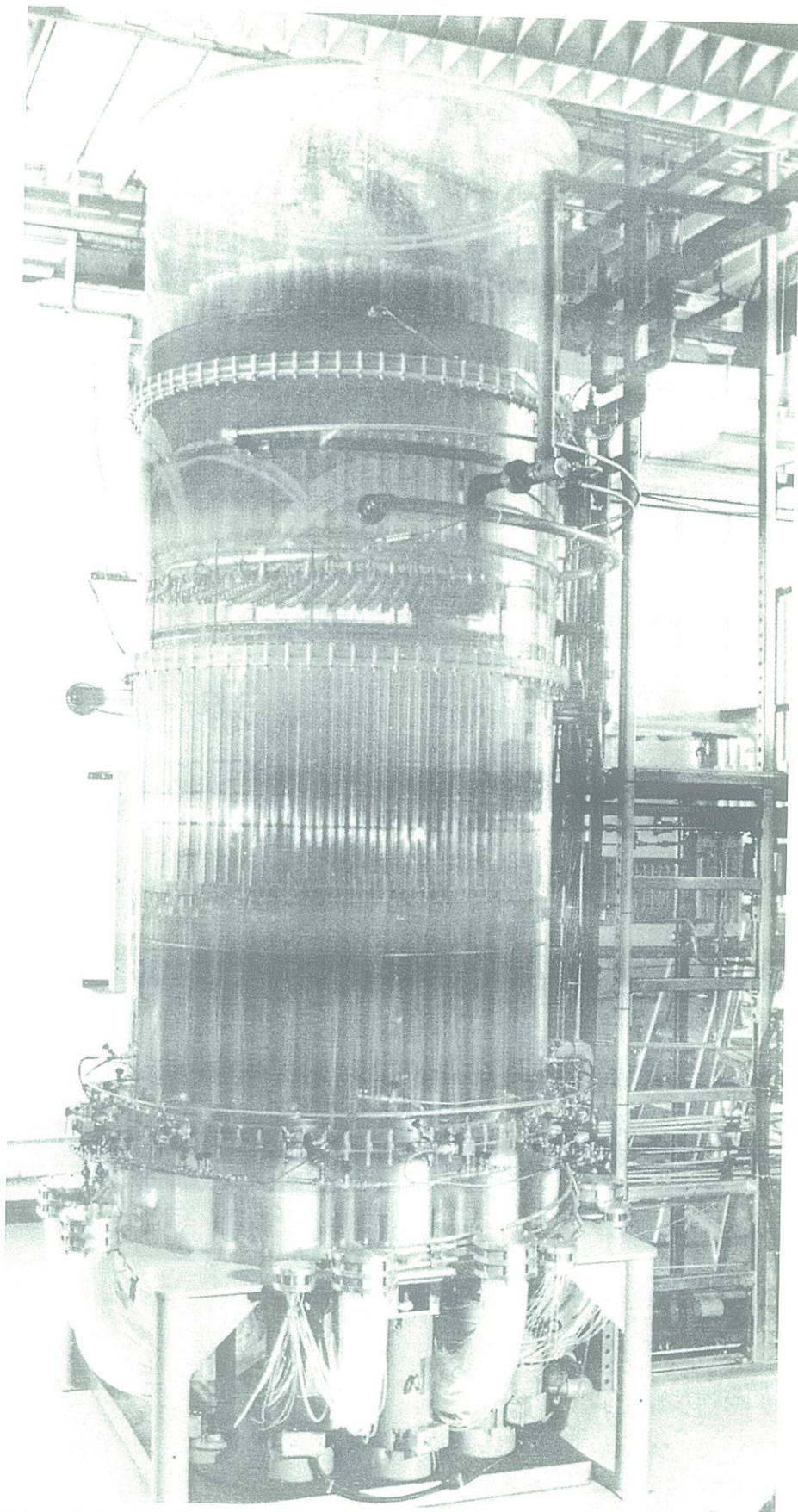
La configuración del ECCS de baja presión utiliza las tres bombas de evacuación de calor residual en la modalidad de enfriamiento del núcleo después de un LOCA, es decir, como bombas LPFL (bombas de abnegación de baja presión).

Las bombas de ECCS proporcionan aporte al núcleo en toda la gama de presión. Para LOCAs pequeños, en los cuales no se pierde la presión de la vasija, cuando no se disponga de aporte de alta presión, hay un sistema de despresurización automático (ADS) que actúa para ventear el vapor a través de las válvulas de alivio de seguridad a la piscina de supresión, reduciendo la presión de la vasija y permitiendo que las bombas LPFL proporcionen refrigerante al núcleo.

El sistema RHR cumple un doble papel, de proporcionar el enfriamiento para la parada normal, y también proporcionar enfriamiento del núcleo y de la contención durante un LOCA. Los sistemas RHR se han mejorado de tal manera que se consigan simultáneamente el enfriamiento del núcleo y de la piscina de supresión, ya que en la modalidad de enfriamiento del núcleo el caudal procedente de la piscina de supresión pasa a través del intercambiador de calor en cada una de las tres divisiones del RHR.

Como consecuencia de estas mejoras en la red ECCS y en la RHR, hay un notable aumento en el margen de prestaciones de seguridad del ABWR, con respecto a los BWR anteriores. Esto se ha confirmado mediante la estimación preliminar de probabilidad de riesgo para el ABWR, que demuestra que el ABWR es mejor, por lo menos en un factor 10, que el BWR/5.6 para evitar posibles daños del núcleo causados por acontecimientos degradados.

Pasa a la pág. 47



Este modelo de plástico de la vasija de presión del reactor ABWR a escala 1/6, con elementos internos, se utiliza en el programa de ensayo de mezcla de boro para optimizar el emplazamiento de la inyección de boro