



MX0500253

*XVI Congreso Anual de la SNM y XXIII Reunión Anual de la SMSR*  
*XVI SNM Annual Meeting and XXIII SMSR Annual Meeting*  
Oaxaca, Oaxaca, México, Julio 10-13, 2005 / Oaxaca, Oaxaca, México, July 10-13, 2005

## **ABWR, una Opción para la Generación Eléctrica en México**

**Armando M. Gómez T., J. Ramón Ramírez S. y J. Vicente Xolocostli M.**  
*Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares*  
*Km. 36.5 Carretera Federal México – Toluca,*  
*Municipio de Ocoyoacac, CP. 52045, Estado de México, México*  
*[amgt@nuclear.inin.mx](mailto:amgt@nuclear.inin.mx); [jrrs@nuclear.inin.mx](mailto:jrrs@nuclear.inin.mx); [vxm@nuclear.inin.mx](mailto:vxm@nuclear.inin.mx)*

### **Resumen**

El reactor ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) fue desarrollado en un proyecto conjunto entre la Compañía TEPCO, (Tokio Electric Power Company), Hitachi, Toshiba y General Electric. El ABWR es el primer reactor nuclear del tipo BWR de tercera generación que entró en operación comercial en la década de los 90's. Una de las principales características del ABWR es que el sistema de recirculación externo ha sido eliminado, es decir, las bombas y tuberías de recirculación externas han sido reemplazadas por 10 bombas de recirculación internas montadas en la parte inferior de la vasija de presión, por lo que no se necesitan sistemas externos de recirculación ni el uso de bombas jet. Otra característica importante del ABWR es la simplificación de la activación de los sistemas de seguridad. Las simplificaciones en el diseño del ABWR y el uso de nuevas tecnologías han reducido la cantidad de equipo y el tiempo de construcción comparado con los diseños previos de BWR's. El proyecto de construcción para el ABWR consiste de un periodo de construcción de 48 a 54 meses, medido desde que se coloca la primera estructura de concreto hasta que entra en operación comercial, de acuerdo con documentos liberados por GE.

### **1. INTRODUCCIÓN**

En los pasados 50 años, la energía nuclear ha ido evolucionando hasta llegar a tener una importante contribución en la mezcla de energía en los 32 países que la usan. En el 2004, los 442 reactores que operaban en el mundo, produjeron 2524.74 billones de kWh de electricidad. Dieciséis países basan en la energía nuclear arriba del 25% de su energía. A mediados de 2004, estaban en construcción 27 plantas nucleares: 8 en el Este de Europa; 8 en el Lejano Oriente; 10 en el Medio Oriente y Sur de Asia; y 1 en América Latina [1].

La energía nuclear ha ayudado a muchos países a cumplir sus necesidades de contar con una fuente de energía eléctrica a precios accesibles, segura, ambientalmente benigna y adecuada para el crecimiento y el desarrollo. Muchas plantas existentes han conseguido alta disponibilidad, y están produciendo electricidad a costos de producción (combustible y operación y mantenimiento) bajos y competitivos. Muchas plantas están casi o completamente amortizadas, lo que da como resultado un aumento en rentabilidad. El aumento de potencia y la extensión de la vida útil son también opciones económicamente atractivas. Además, excepto para la energía

nuclear y la hidroeléctrica (la cual tiene limitado el crecimiento de potencial), actualmente no hay otras opciones con mínimas emisiones de gases de efecto invernadero que sean económicamente viables para la generación de electricidad de carga base. De acuerdo a esto, los reactores nucleares constituyen una clara opción para cubrir la demanda de generación de electricidad futura en México.

La experiencia operacional en México, en relación al uso de la tecnología BWR, que se ha conseguido gracias a la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde, abre la puerta a la tecnología que tiene que ver con reactores de agua en ebullición. El ABWR al ser un reactor avanzado de agua en ebullición y al tener una tecnología de punta, constituye una excelente opción para la generación de electricidad por medios nucleares en México. Además, el uso de esta tecnología implicaría un ahorro económico al país en lo que se refiere a entrenamiento de personal que laboraría dentro de la planta, así como el personal de centros de investigación que han trabajado de manera conjunta con la central nuclear de Laguna Verde. Otro aspecto importante relacionado con esta tecnología es que el sitio para la construcción de la planta podría ser en Laguna Verde Veracruz, ya que la central nuclear cuenta con espacio suficiente para al menos un reactor ABWR lo que significaría un ahorro importante en los gastos relacionados con estudios de suelo y de sitio. Cabe señalar que el ABWR es el único reactor avanzado de tercera generación que cuenta con experiencia operacional, lo cual es una ventaja más para decidir el tipo de reactor que mejor se acople a lo que México necesita. Este trabajo es únicamente descriptivo y no se pretende hacer una aportación a una tecnología que está completamente terminada, sino únicamente enlistar las ventajas de esta nueva tecnología como una opción para la generación eléctrica por medios nucleares en México.

## 2. DESCRIPCIÓN GENERAL DE LA PLANTA

El desarrollo del ABWR se llevó a cabo durante la década de los 80's. El propósito principal de este desarrollo, fue diseñar una planta BWR que incluyera una cuidadosa mezcla de (1) las mejores características de los BWR operando en el mundo, (2) las nuevas tecnologías disponibles y (3) las nuevas técnicas modulares de construcción. Las mejoras en seguridad fueron la mayor prioridad. Algunas de las principales características del ABWR se enlistan a continuación [2].

- Mejoras en la seguridad, incluyendo la reducción en la frecuencia de daño al núcleo en un orden de magnitud.
- Vida útil de 60 años.
- Factor de capacidad de 87% a 90% dependiendo de la longitud del ciclo operativo.
- Menos de un scram no planeado por año.
- Exposición de radiación del personal menor a 100 rem-hombre por año.
- Volúmenes de desecho menores a 100 metros cúbicos por año.
- Un periodo de construcción de 48 meses.
- Un aumento de potencia de salida a 1350 MWe.
- Un 20% de reducción en los costos de capital.

La Tabla 1 muestra un resumen de las características técnicas principales del diseño del ABWR.

**Tabla I. Características Técnicas de Diseño**

<b>1. Reactor</b>	Potencia eléctrica neta:	1356 MWe
	Potencia térmica neta:	3926 MWt
	Tipo de refrigerante/moderador:	Agua ligera
	Eficiencia:	34 - 35%
<b>2. Núcleo del Reactor</b>	Altura activa:	3.71 m
	Diámetro activo:	5.16 m
	Número de ensambles de combustible:	872
	Promedio de potencia lineal:	196 W/cm
	Densidad de potencia promedio en el núcleo:	50.6 W/litro
<b>3. Ensamblados de Combustible</b>	Material combustible:	UO <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub> -Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
	Enriquecimiento promedio en equilibrio:	3.2%
	Número de barras por ensamble:	62
	Diámetro de la barra de combustible:	12.3 mm
	Material del encamisado:	Zircaloy 2
	Espesor del encamisado:	0.86 mm
	Quemado del combustible (equilibrio):	32000 MWd/t
<b>4. Sistemas de Control</b>	Número de barras de control:	205
	Forma de las barras de control:	Cruciformes
	Material absorbedor:	B <sub>4</sub> C
	Manejo del posicionamiento de las barras de control:	Sistema eléctrico de movimiento fino, sistema de scram hidráulico, Venenos quemables (Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ).
<b>5. Sistema Primario de Refrigeración</b>	Presión de operación:	73.1 kg/cm <sup>2</sup>
	Temperatura del agua de alimentación a la entrada:	215.5 °C
	Temperatura del vapor a la salida:	287.4 °C
	Número de bombas de recirculación:	10
	Flujo másico de recirculación (100%):	52200 t/hr
<b>6. Vasija de Presión del Reactor</b>	Altura interna:	21 m
	Diámetro interno:	7.1 m
	Espesor mínimo de la pared:	174 mm
	Materiales:	aleación de acero inoxidable, encamisados de acero
<b>7. Contenedor</b>	Presión de diseño:	3.16 kg/cm <sup>2</sup>
	Altura:	36.1 m
	Diámetro máximo interior:	29 m
<b>8. Turbina</b>	Razón máxima (722 mm Hg):	1381 MWe
	Rapidez:	1500 rpm
	Presión interna de la turbina:	69.2 kg/cm <sup>2</sup>
	Temperatura interna de la turbina:	283.7 °C

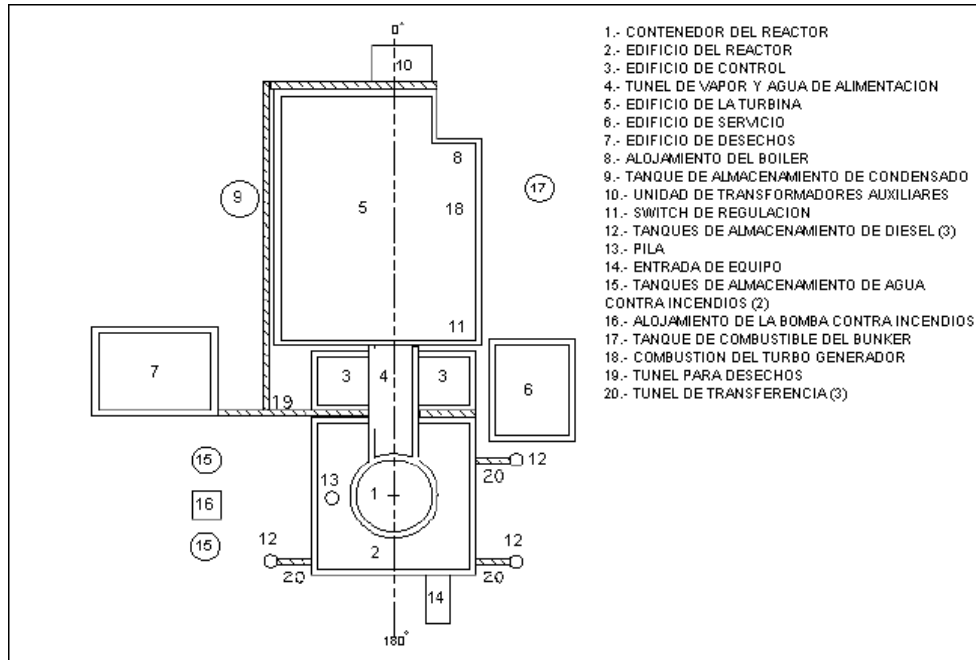
La planta ABWR incluye todos los edificios que están dedicados exclusivamente o principalmente a resguardar sistemas y el equipo relacionado con el sistema nuclear o el control del acceso a estos equipos y sistemas. Hay 5 de estos edificios para este propósito [1].

- a) Edificio del reactor.- Incluye la vasija de presión del reactor, el contenedor, y la mayoría del sistema de vapor, el área de recarga, los generadores diesel, el sistema emergente de enfriamiento del núcleo, calentadores, sistemas de ventilación y enfriamiento y sistemas de soporte.
- b) Edificio de servicio.- Centro del personal, oficinas de seguridad y estación de física médica.
- c) Edificio de control.- Incluye el cuarto de control, la computadora, componentes del sistema de agua de enfriamiento y el sistema del cuarto de control.
- d) Edificio de la Turbina.- Aquí se aloja todo el equipo asociado con el turbo generador. También se encuentran en este edificio otros equipos auxiliares.
- e) Edificio de desechos.- En este se aloja todo el equipo asociado con la recolección y procesamiento de desechos radiactivos sólidos y líquidos generados por la planta.

Los edificios del reactor y de la turbina están acomodados “en línea” y ninguna de las instalaciones principales se comparte con las otras unidades. El contenedor es una estructura de concreto reforzado (RCCV: Reinforced Concrete Containment Vessel) con un recubrimiento de acero totalmente hermético. El contenedor esta rodeado por el edificio del reactor, el cual funciona como un contenedor secundario. En el edificio del reactor se mantiene una presión negativa la cual dirigirá cualquier liberación de radiación desde el contenedor a un sistema de tratamiento de gases. El edificio del reactor y el contenedor están integrados de tal manera que la respuesta sísmica del edificio del reactor es mayor y esto no implica un aumento adicional en el tamaño y en la orientación de las paredes. Para la construcción de la planta se hace uso de grandes módulos los cuales son prefabricados y ensamblados en el sitio. El uso de RCCV, la construcción modular y otras técnicas de construcción reducen el tiempo de construcción de 66 a 50 meses, de acuerdo al estudio realizado en el ININ en el 2004 [3]. Se ha puesto particular atención en diseñar la planta para brindarle un mantenimiento sencillo. Se usan monorrieles para llevar el equipo a un cuarto de servicio convenientemente localizado.

El retiro de las bombas internas del reactor (RIP: Reactor Internal Pumps) y de los Manejadores Finos de Barras de Control (FMCRD: Fine Motion Control Rod Drivers) para mantenimiento se ha automatizado. El manejo de los mecanismos para engranar y retirar el equipo se hace remotamente desde fuera del contenedor. La bomba o el manejador de barras de control se coloca en un dispositivo que lo transportará y removerá a través de una escotilla. Detrás de la escotilla se encuentran los cuartos de servicio, uno para las bombas internas del reactor, y otro para los manejadores de barras de control. En estos cuartos el equipo se descontamina y se le da servicio en un ambiente blindado. La operación completa se hace eficientemente y virtualmente sin exposición para el personal.

La Figura 1 muestra el diagrama de planta del ABWR.



**Figura 1. Sitio de Planta ABWR.**

### 3. PRINCIPALES COMPONENTES Y SISTEMAS

#### 3.1. Vasija de Presión

En el ABWR el refrigerante circula dentro de la vasija de presión del reactor debido a las bombas de recirculación internas instaladas dentro de la vasija. La vasija de presión contiene los ensambles de combustible, las barras de control y los internos. Está hecha de una baja aleación de acero y su superficie interior está recubierta con materiales resistentes a la corrosión. Los elementos internos incluyen los separadores y los secadores de vapor, y las estructuras de soporte del núcleo.

La mayor parte de la vasija, incluyendo los 4 anillos de la vasija que van desde la línea del cinturón del núcleo hasta el cabezal inferior, está hecha de acero forjado. La vasija no tiene boquillas mayores de 2 pulgadas de diámetro en cualquier parte por debajo de la parte alta del núcleo debido a que se han eliminado los lazos de recirculación externos. Gracias a estas dos características, más del 50% de las soldaduras y todas las tuberías y soportes de las mismas en el circuito primario, han sido eliminadas y junto con estas, la mayor fuente de exposición ocupacional en el BWR [2].

#### 3.2. Núcleo del Reactor

La configuración del núcleo del reactor ABWR consiste de 872 ensambles de combustible. La potencia térmica del núcleo es de 3926 MWt, lo que corresponde a una densidad de potencia de

50.6 kW/l. Esta densidad de potencia baja es resultado de las mejoras en el ciclo de combustible y la mayor operabilidad. Puesto que el ABWR utiliza Bombas del reactor internas (RIP) para controlar el flujo de recirculación a través del núcleo, el control de reactividad se mantiene por una combinación de cambios en el flujo de recirculación, por la posición de las barras de control y por la inclusión de venenos quemables en el combustible. El núcleo del reactor comprende los ensambles de combustible y las barras de control. Cada barra de combustible comprende pastillas de uranio enriquecido contenidas en un encamisado de zircaloy [4].

### **3.3. Sistemas de Recirculación**

Una de las principales características de un ABWR es que el sistema de recirculación externo ha sido eliminado. Las bombas y tuberías de recirculación externas han sido reemplazadas por 10 bombas de recirculación internas montadas en la parte inferior de la vasija de presión, por lo que no se necesitan sistemas externos de recirculación ni el uso de bombas jet. La eliminación de las tuberías de recirculación externas provee un espacio más grande dentro del contenedor primario de la vasija y además remueve una fuente de radiación importante. Como resultado, la eficiencia del ciclo se ha aumentado, y la exposición en tareas de mantenimiento ha sido disminuida.

Estas bombas internas del reactor (RIP) son versiones mejoradas de las usadas en Europa para las cuales hay sobre 1000 años de experiencia de funcionamiento. La velocidad de las bombas controla el flujo de refrigerante, el cual permite controlar la potencia del reactor.

La confiabilidad y la durabilidad de estas bombas ha demostrado ser tan buena que solamente dos bombas deberán ser quitadas para mantenimiento durante una parada de rutina. Los motores de las bombas internas del reactor se purgan continuamente con agua limpia para reducir niveles de radiación alrededor de las bombas [5,6,7].

### **3.4. Sistemas de Seguridad**

Una característica única de los ABWR es que se ha simplificado la activación de los sistemas de seguridad. El ABWR tiene tres divisiones de los sistemas de seguridad completamente independientes y redundantes. Los sistemas están mecánicamente separados y no tienen ningún tipo de conexión como las tenían los BWR anteriores. Los sistemas de seguridad están electrónicamente separados así que cada división tiene acceso a fuentes redundantes de potencia AC y, para aumentar la seguridad, cada división tiene su propio generador diesel de emergencia. Las divisiones están físicamente separadas. Cada división está localizada en un cuadrante diferente del edificio del reactor, separadas por “paredes de fuego”. Un incendio, inundación o pérdida de potencia que deje fuera de servicio una división, no tendrá efecto en la capacidad de los otros sistemas de seguridad. Finalmente, cada división contiene tanto un sistema de alta presión como uno de baja presión y cada sistema tiene su propio intercambiador de calor para controlar el enfriamiento del núcleo y remover el calor de decaimiento. Uno de los sistemas de alta presión, el sistema de enfriamiento y aislamiento del núcleo del reactor (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling), toma su energía directamente de la línea de vapor lo que provee la protección necesaria en caso de que hubiera una pérdida de energía en la estación. Los sistemas de seguridad tienen la capacidad de mantener el núcleo cubierto en cualquier evento que se presente. Debido a

esta capacidad y a los límites térmicos más generosos de los diseños de combustible, la frecuencia de transitorios que pueda llevar a un scram y por consiguiente a un apagado ha sido reducida grandemente (menos de una por año). En el evento de un accidente por pérdida de refrigerante (LOCA: Lost Of Coolant Accident), la respuesta de la planta ha sido completamente automatizada de tal manera que no se requeriría de la acción del operador por 72 horas.

Para el ABWR se ha calculado una probabilidad de daño al núcleo por reactor y por año, del orden de  $10^{-7}$ , y únicamente del orden de  $2 \times 10^{-9}$  para el caso de una liberación grande de radiación (una dosis individual afuera del sitio de más de 0.25 Sv).

### 3.5. Barras de Control y su Mecanismo

En los BWR comunes, las barras de control, que están encargadas de controlar la reacción en cadena, son hidráulicas. En el ABWR, son electro-hidráulicas. Teniendo un mecanismo de manejo adicional se reduce la probabilidad de falla y aumenta la capacidad de la planta de producir electricidad para satisfacer los cambios en la demanda de la misma.

Los manejadores Finos de las Barras de control (FMCRD: Fine Motion Control Rod Drives) es otra de las novedades introducidas en el diseño del ABWR. En los ABWR el movimiento de las barras de control se hace con un motor eléctrico que puede mover las barras en pasos de 0.75 pulgadas (comparado con los pasos de los diseños anteriores que eran de 3 pulgadas). En el caso de un scram, las barras de control se introducen hidráulicamente, pero también pueden ser introducidas por el motor eléctrico como reserva. Los FMCRD son tan confiables que no es necesario inspeccionar todos ellos durante la vida útil de la planta. Por lo que, únicamente tres manejadores deberán ser removidos para inspección durante el paro para mantenimiento y recarga, lo cual significa un ahorro considerable de tiempo ya que típicamente se tienen que remover 30 manejadores por parada. Los FMCRD son purgados continuamente con agua limpia para mantener los niveles de radiación muy bajos [2,5,6].

### 3.6. Sistemas de Seguridad

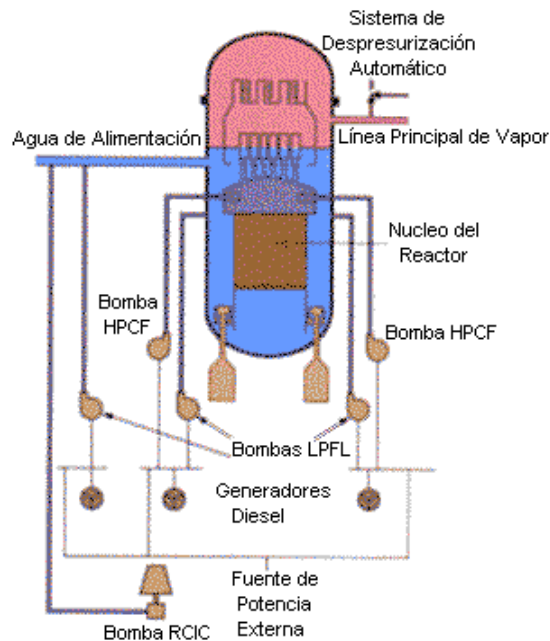
Sistema Emergente de Enfriamiento del Núcleo (ECCS: Emergency Core Cooling System): Cualquier accidente que resulte en una pérdida de refrigerante del núcleo del reactor activará el ECCS, que está compuesto por varios sistemas de seguridad independientes, el ECCS también tiene sus propios generadores diesel los cuales entran en funcionamiento en el caso que haya pérdida de energía eléctrica, está compuesto por los siguientes sistemas [2]:

El Sistema de Inundación del Núcleo a Alta Presión (HPCF: High Pressure Core Flooding) y el Sistema de Enfriamiento y Aislamiento del Núcleo del Reactor (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling), están encargados de inyectar agua en el núcleo para enfriarlo y reducir la presión del reactor.

El Sistema de Inundación del Núcleo a Baja Presión (LPFL: Low Pressure Flooding) inyecta agua dentro de la vasija una vez que la presión ha sido reducida por el sistema HPCF. El núcleo del reactor es entonces enfriado de manera segura.

El Sistema de Despresurización Automática (Automatic Depressurization System) entra en acción en el caso en que el HPCF falle. Este sistema reduce la presión de la vasija a un nivel en donde el sistema de baja presión LPFL pueda accionarse.

El sistema de Remoción de Calor Residual (RHR Residual Heat Removal) tiene una tarea dual de proveer refrigerante al reactor para un apagado normal y proveer refrigerante al núcleo y al contenedor en el caso de un hipotético LOCA.



**Figura 2. Sistemas de Enfriamiento.**

#### 4. CARACTERÍSTICAS DE OPERACIÓN DE LA PLANTA

El control de un BWR durante la operación normal es simple, debido principalmente a que el ciclo directo crea una fuerte interrelación entre las tres condiciones de operación primarias: la potencia térmica del reactor, la presión y el nivel de agua. Debido a que están fuertemente interrelacionadas, estas condiciones pueden ser automáticamente controladas. La potencia térmica, y consecuentemente la razón de flujo de vapor, cambia al variar o el flujo de recirculación o la posición de las barras de control. La presión de vapor en el domo en la RPV se mantiene automáticamente en un valor constante al controlar la apertura de las válvulas de control principales de la turbina o, si la presión aumenta significativamente, abriendo las válvulas de bypass de la turbina para permitir que algo de vapor evada la turbina y vaya directamente al condensador principal. El nivel de agua del Reactor, se mantiene automáticamente en un nivel constante controlando la velocidad de las bombas de agua de alimentación del reactor, consecuentemente, la razón de flujo de agua de alimentación. Coordinando el control de la presión, el nivel de agua y la potencia del reactor, el ABWR puede ser operado en un modo de operación automático. Arriba del 65% de la potencia, se consigue un seguimiento automático



únicamente cambiando el flujo de recirculación. Por debajo de ese nivel, la potencia se controla usando las barras de control.

#### 4.1. Longitud del Ciclo de Combustible y de las Recargas

El ciclo de operación del ABWR es de 18 meses con capacidad para llegar a 24 meses. El tiempo de recarga proyectado para cada ciclo de combustible es de entre 43 y 45 días, sin embargo en el futuro será posible reducir el periodo de recarga de entre 30 a 35 días. Estas etapas de recarga asumen que únicamente se hará el trabajo de mantenimiento habitual y ningún trabajo importante del generador de la turbina. Hay varias características que hacen más rápido el periodo de recarga: Una plataforma que mueve automáticamente los combustibles, una estrategia de carga de combustible en la que se tenga que “revolver” lo mínimo los combustibles, pocos manejadores de barras de control se tienen que remover, manejo automatizado de los FMCRD y las bombas RIP, y tiempos de arranque automatizados. Todas estas características mejoran el factor de capacidad en aproximadamente un 2.5%. La Figura muestra el número de días requeridos para cada tarea de inspección durante el periodo de 45 días de recarga para la unidad 7 de la planta japonesa Kashiwazaki-Kariwa [7].

Apertura RPV	Traslado de Comb.	Traslado de RIP	Traslado de NS	Reemplazo de Barras de control	LPRM SRNM reemplazo	Carga de Comb.	Inspección de motores de FMCRD	Inspección de barras de control	Verificación del núcleo	Cerrar RPV	Prueba Hidrául. RPV	Cerrar RCCV	Prueba de pre-inicio	Prueba de fugas RCCV	Configuración Sist.	Inicio de operación
4.5 d	1.5 d	2 d	1.5 d	5 d	2 d	7 d		2 d	1.5 d	6 d	1 d	3 d	2 d	3 d	1 d	3 d

**Figura 3. Periodo de recarga para la unidad 7 de la planta Kashiwazaki-Kariwa**

En donde:

NS: Fuente de neutrones

LPRM: Monitor regional de presión local (Local Pressure Region Monitor)

SRNM: Monitor de neutrones regional de inicio de operación (Start-up Region Neutron Monitor)

Algunos análisis recientes han revelado que es posible reducir el tiempo de inspección y recarga para los ABWR a 30 o 35 días implementando las siguientes medidas:

- Incrementar el uso de equipo de rotación.
- Intensificar las rutinas y sistemas de trabajo.

#### 4.2. Tiempos de Arranque y Apagado de la Planta

Para asegurar una operación consistente y libre de errores, el arranque y el apagado son automáticos. Las secuencias de arranque y apagado se dividen en un número pequeño de

secuencias automáticas. Por ejemplo, durante el arranque, el establecimiento de vacío de condensador, criticidad, presurización, sincronización de la turbina, aumento de potencia con barras de control y aumento de potencia por medio del flujo de recirculación, son todas secuencias automáticas. El operador, sin embargo, inicia las secuencias automáticas después de revisar que todos los prerequisites de una secuencia dada se han satisfecho. En los casos en donde un cambio involucre equipos relacionados con la seguridad (por ejemplo, reposición del interruptor del modo del reactor durante un arranque o apagado), el sistema computacional avisará al operador para tomar una acción manual. No hay automatización asociada con la iniciación o apagado de los equipos relacionados con la seguridad. La operación manual de cualquier equipo desde la consola del cuarto de control siempre está disponible cuando se demanda.

El ABWR puede alcanzar el 100% de potencia desde una condición de apagado frío (todas las barras de control totalmente insertadas) en menos de 25 horas, y en menos de 5 horas desde una condición caliente.

### **4.3. Flexibilidad Operacional**

El mapa de operación del ABWR es una representación permanente de la potencia del reactor contra el flujo de recirculación (Ver Figura 4). Las líneas casi horizontales son líneas de barras de control las cuales representan patrones de barras de control preestablecidos. Las líneas casi verticales son líneas de velocidades constantes de las bombas de recirculación. Cualquier trayectoria operacional que cambie la potencia y el flujo de una condición a otra condición a través de la manipulación de las barras de control y/o debido a cambios en el flujo de recirculación, puede ser trazada en esta Figura [2].

La operación en ciertas áreas del mapa de potencia-flujo está prohibida para: (1) mantener los límites térmicos, (2) evitar operación arriba del nivel de potencia licenciado, (3) evitar condiciones donde puedan ocurrir inestabilidades en el núcleo, (4) evitar regiones no analizadas, ó (5) prevenir la operación cuando un exceso de humedad en el vapor pueda ser transmitido a la turbina. Aunque el mapa potencia-flujo indica posibles estados de operación, la operación normal de la planta esta a lo largo del 100% de la línea de barra de control (Curva B en la Figura 4). En esta figura, se indica la trayectoria normal de arranque y apagado de la planta. Bloqueos automáticos de protección previenen la operación fuera de los límites preestablecidos o pueden iniciar un apagado automático del reactor si es requerido.

## **5. COMBUSTIBLE**

El ABWR es capaz de usar los mismos diseños de combustible que los convencionales BWR. Los ensambles de combustible para el ABWR son los mismos que actualmente se diseñan para los reactores BWR. El ABWR puede usar los ensambles de combustible estándares de 8x8, 9x9 ó 10x10. El ABWR podrá también utilizar combustible MOX en el futuro si se necesitara. El diseño del combustible del ABWR cumple con los criterios de licencia de la NRC [1,2,4,7].

La alberca para combustible gastado en el edificio del reactor puede contener 10 años de combustible gastado más una carga de combustible completa. Además se pueden adicionar almacenes de combustible gastado al sitio, usando métodos húmedos o secos, sin impactar el diseño existente.

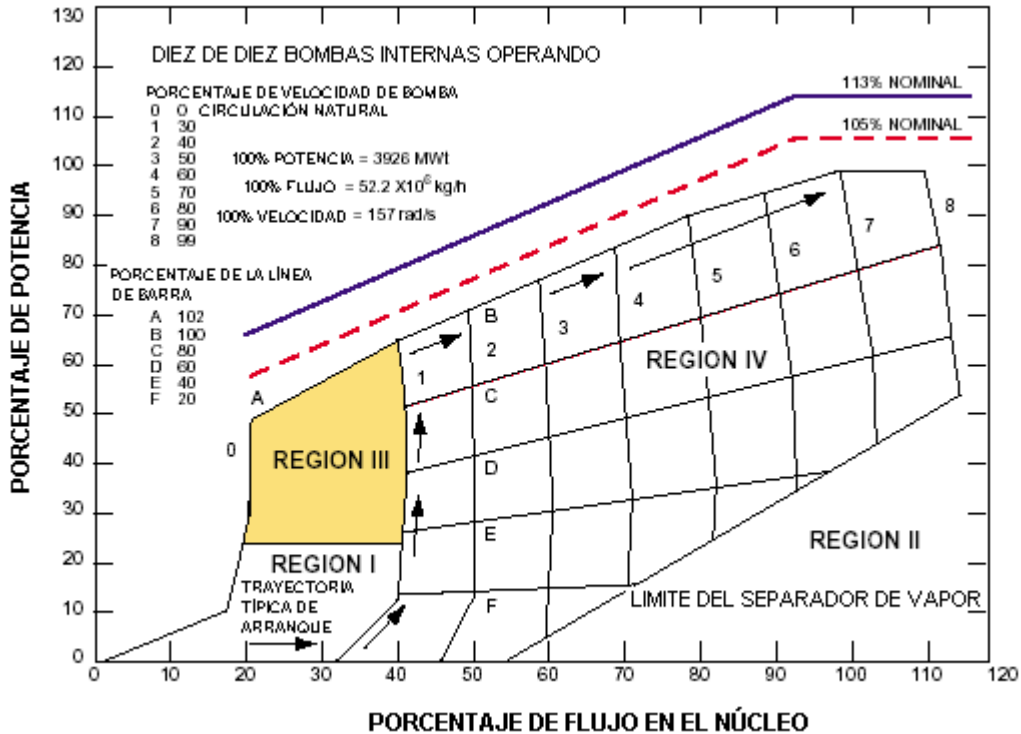


Figura 4. Mapa de operación del ABWR.

Con respecto a los posibles proveedores de combustible, actualmente, existe un mercado a nivel mundial para proveer los servicios de ciclo de combustible necesarios para fabricar combustibles BWR. Esta situación continuará en el futuro previsible, asumiendo que la capacidad no será sacada de línea. La empresa Global Nuclear Fuels (GNF) ha proporcionado fabricación de combustible para los proyectos de ABWR pasados y presentes. La compañía “General Electric” (GE/NE) de América, “Hitachi, Ltd”., y “Toshiba Corporation” de Japón, han constituido a GNF, como una Sociedad Conjunta con capacidades para fabricar combustible nuclear tanto en Estados Unidos como en Japón. Esta organización tiene décadas de experiencia abasteciendo combustible bajo estrictos requerimientos QA para los BWR actuales. Otras organizaciones capaces de abastecer combustible para BWR son la “Empresa Nacional de Uranio SA” (ENUSA), con instalaciones en España, Framatome ANP con instalaciones en Alemania y Estados Unidos, y Westinghouse Atom AB de el grupo British Nuclear Fuel Ltd. (BNFL) con instalaciones en Suecia. Cogema (en Francia y Bélgica), ha desarrollado su capacidad para abastecer combustible tipo MOX para BWR. GE/NE ha estado acumulado gran experiencia en el rendimiento de los combustibles de tal manera que los mecanismos de falla han estado siendo sistemáticamente eliminados.

## **6. PERIODO DE CONSTRUCCIÓN PROYECTADO**

El proyecto de construcción para el ABWR consiste de un periodo de construcción de 48 a 54 meses [2,3], medido desde que se coloca la primera estructura de concreto hasta que entra en operación comercial. Esta etapa es precedida por un periodo de dos años durante el cual, la planta se licencia y el sitio se prepara para la construcción, incluyendo un periodo de excavación de aproximadamente tres meses [2].

Las unidades Kashiwazaki fueron construidas en un tiempo record para plantas nucleares. Desde la primera piedra hasta la carga de combustible, la construcción de la planta tomó solo 36.5 meses. El periodo completo de construcción fue de 51 meses (desde la primera piedra hasta la operación comercial).

Esta experiencia puede aprovecharse donde sea, especialmente debido a que se han licenciado y construido varios ABWR y a que se cuenta con la experiencia para el desarrollo de los documentos necesarios de licenciamiento, manufactura y construcción. No obstante, dado que cada proyecto tiene sus propias y únicas condiciones, será más prudente asumir un periodo de construcción de 54 meses para propósitos conservadores.

## **7. COSTO TOTAL DE LA ELECTRICIDAD PRODUCIDA CON EL ABWR**

### **7.1. Costo de Capital**

El costo de capital para cualquier planta nuclear depende de un número de variables clave. Por ejemplo, el costo de la mano de obra, del equipo, y de los artículos necesarios que se deben conseguir en el país en que se está construyendo la planta son factores determinantes de los costos globales. De esta manera, también, hay costos de financiamiento y razones de escalamiento, las cuales varían no solo de país en país, sino que dependerán de cómo esté estructurado el proyecto en sí.

El diseño de una planta de potencia nuclear es un factor clave para determinar su costo de capital. Las simplificaciones de diseño, en particular, resultan en grandes dividendos. Sin embargo, el esfuerzo en la simplificación del diseño, no es la única fuente de reducción de costos y probablemente tampoco sea la más importante. El manejo de los costos de capital representa un continuo esfuerzo a lo largo del tiempo de diseño y construcción de la planta [2].

### **7.2. Costos de Producción**

Una vez que la planta está construida, los costos para producir electricidad a base de plantas nucleares se basan en costos de ciclo de combustible y los costos de operación y mantenimiento de la planta (O&M), la suma de los cuales es referida como costos de producción. En teoría, los costos de producción varían de acuerdo a la cantidad de electricidad producida, sin embargo, para una planta nuclear de carga base, la realidad es que, en dólares totales, los costos de O&M son fuertemente independientes de cuanta electricidad es realmente generada en un ciclo de operación dado.

El costo de producción de un reactor ABWR reportado en la referencia [2] es aproximadamente 11.0 US\$/MWh, lo cual ubicaría al ABWR como el mejor de su clase dentro de los BWR que actualmente operan en Estados Unidos. Por supuesto que dicho costo depende de muchas variables, por lo que para una descripción detallada de el cálculo de este costo se sugiere ver la referencia [3], en la cual los autores hacen un cálculo detallado de este costo considerando las condiciones del país.

Un valor típico del costo del ciclo de combustible del ABWR es entre 4.5 y 5.0 US\$/MWh. Dicho costo representa aproximadamente el 15% del costo total de electricidad (COE: Cost Of Electricity).

Los costos de Operación y Mantenimiento estimados son de 6.5 US\$/MWh. En la década de los noventas, la industria nuclear hizo un esfuerzo para contener y reducir los costos de O&M, los cuales habían alcanzado niveles muy altos, suficientes para amenazar la viabilidad económica de las plantas en operación. Muchas prácticas se implementaron gracias a este esfuerzo, el cual demostró que la clave para obtener costos de O&M bajos era el manejo eficiente de la planta, es decir con gente con suficiente conocimiento y habilidades. Una planta nuclear diseñada para facilitar el mantenimiento puede ayudar pero no reemplazar estos elementos esenciales [2].

### 7.3. Costo Total de la Electricidad

El costo total de la electricidad (COE) es la suma de los costos de capital, combustible y operación y mantenimiento. Considerando un factor de capacidad de 90%, el COE para el ABWR se espera que sea de aproximadamente 37 US\$/MWh (dólares de 1998), de acuerdo a la Tabla II y a la referencia [2,3].

**Tabla II. Costo Total de la Electricidad para el ABWR**

<b>Concepto</b>	<b>Costo en US\$/MWh</b>
Capital	25.7
Combustible	4.6
O&M	6.5
<b>COE</b>	<b>36.8</b>

## 8. EXPERIENCIA OPERACIONAL

Kashiwazaki-Kariwa 6, fue el primero de los dos reactores en Japón cuyo diseño es similar al certificado en los Estados Unidos. Empezó a generar electricidad en Enero de 1996. La construcción se completó en 51 meses, 10 semanas antes de lo establecido. Kashiwazaki-Kariwa 7 comenzó su operación comercial a mediados de 1997.

En 1996 se firmó un contrato entre “Taiwan Power” y GE para construir dos unidades ABWR, similares a las de la planta Kashiwazaki-Kariwa en Lugmen. Se espera que dichos reactores comiencen su operación comercial en 2005 respectivamente.

La Tabla III muestra los ABWR que están actualmente en construcción y los que están planeados [7,8,9].

**Tabla III. ABWR's en construcción y planeados.**

Inicio de operación esperado	Estatus al 2002	País	Reactor	MWe (Neto)
2005	Construcción	Taiwán	Lungmen 1	1350
2005	Construcción	Japón	Hamaoka 5	1325
2005	Construcción	Taiwán	Lungmen 2	1350
2006	Construcción	Japón	Shika 2	1315
2006 – 7	Planeados	Japón	Fukushima 7 y 8	1325 c/u
2008	Planeado	Japón	Ohma	1350
2010	Planeado	Japón	Shimane 3	1375
2010 – 11	Planeado	Japón	Higashidori 1-2, 2	1320
2012 – 15	Planeado	Japón	Kaminoseki 1-2	1320

## 9. CONCLUSIONES

La nueva generación de reactores nucleares (tercera generación) ofrece una muy buena opción para cubrir la demanda energética mundial. Tras la firma del protocolo de Kyoto, la energía nuclear vuelve a tener impulso debido a sus bajos o casi nulos niveles de contaminación. En el caso particular de México, el ABWR se presenta como la opción más viable (técnicamente hablando) de reactivar la producción de electricidad por medios nucleares debido a que el ABWR está basado en la misma tecnología que la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde (Reactores de Agua en Ebullición), por lo que la inversión en el entrenamiento de personal sería menor que si se construyera algún otro tipo de reactor nuclear con una tecnología diferente. Otro punto a favor del ABWR es que hasta el momento, es el único diseño de reactor nuclear de tercera generación que se ha construido en el mundo, y la experiencia operacional que se ha conseguido con las dos plantas construidas en Japón en la década de los noventas hacen que quede demostrada su confiabilidad y seguridad en la producción de electricidad. Finalmente, la central nuclear Laguna Verde cuenta con estudios de sitio y lugar disponible para un nuevo reactor nuclear, por lo que un reactor con la misma tecnología que la CNLV, como lo es el ABWR, bien podría acoplarse a dicho sitio.

## REFERENCIAS

- 1.- "Status of advanced light water reactor designs 2004", IAEA-TECDOC-1391, *International Atomic Energy Agency*, Mayo 2004.
- 2.- "ABWR, Advanced Boling Water Reactor Plant General Description, First of the Next Generation", *GE Nuclear Energy*, Junio 2000.

- 3.- “Costo Total Nivelado de Generación Eléctrica Empleando los Reactores Nucleares ABWR, ACR, AP1000, y EPR”, *Reporte ININ-GCA/DSN-02/04*, Diciembre 2004.
- 4.- “Top Technologies of ABWR Part 2: BWR Core and Fuel Technologies”, *Ken'ichi Ito Katsumasa Haikawa, Hiromi Maruyama*, *Hitachi Review* Vol. 47 (1998), No. 5, pags 168 – 175.
- 5.- “Study of Construction Technologies and Schedules, O&M Staffing and Cost, Decommissioning Costs and Funding Requirements for Advanced Reactor Designs”, *Publicado por: Dominion Energy Inc., Bechtel Power Corporation, TLG, Inc., MPR Associates*, Mayo 27 de 2004.
- 6.- “Completion of ABWR Plant, Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station Unit Nos. 6 and 7 -”, *Akio Tsuji, Akio Endoh, Yukihiro Asada*, *Hitachi Review* Vol. 47 (1998), No. 5, pags 157 – 163.
- 7.- “Operation and Refueling Outage Experience of the First Advanced BWRs”, *Ryoukichi Kanai, Kaoru Shinohara, Jun'ichi Numa, Naohisa Yabuki*, *Hitachi Review* Vol. 50 (2001), No. 3, pags 68 – 72.
- 8.- Design features of Kashiwazaki Kariwa Nuclear Power Station, <http://www.tepco.co.jp/kk-np/report2000/appendix/index-e.html>
- 9.- World Nuclear Association / Planes Para Nuevos Reactores, <http://mitosyfraudes.8k.com/articulos/NuevosReactores.html>