

# PIUS: Situación y perspectivas

*Examen del diseño y desarrollo de reactores conforme al principio de "seguridad límite inherente al proceso"*

por Tor Pedersen

La energía nuclear representa una opción importante para el suministro de energía en el futuro, pero esta opción podría verse en peligro si siguen ocurriendo en el mundo accidentes graves de reactores, como los de Three Mile Island o Chernobil.

El trabajo de desarrollo del reactor PIUS (seguridad límite inherente al proceso) se basa en la convicción de que el progreso futuro de la energía nuclear en la esfera de las aplicaciones civiles debería incorporar tecnologías en que la seguridad contra accidentes graves pase a ser una característica inherente de la configuración del reactor que no se vea afectada por defectos de funcionamiento del equipo o por la intervención humana. Ya este requisito se acepta en algunos países industrializados donde está en marcha o se proyecta hacer una evaluación del concepto PIUS y debería adquirir particular importancia en países que prevén la introducción de la energía nuclear.

Dicho claramente, el principio PIUS tiene por objeto preservar la integridad del núcleo en todas las condiciones de perturbación lógicamente concebibles, utilizando configuraciones del reactor en las que sólo se requieren procesos basados por completo en leyes naturales irrefutables (como la gravedad y la termohidráulica) para parar y refrigerar el reactor. Mantener la integridad del núcleo garantiza que no se produzcan liberaciones significativas de radiactividad en el medio ambiente y, por ende, que los riesgos relativos a la seguridad sean insignificantes.

## Diseño de la central

Se han logrado algunos diseños de reactor en los más de diez años de trabajo desplegado por ABB Atom en el diseño y desarrollo de reactores del tipo PIUS. Todos los diseños se han basado en la tecnología e infraestructura bien establecidas de los reactores de agua ligera (LWR), con un reajuste de la configuración y la incorporación de algunos componentes especiales para aplicar el principio PIUS. Uno de los primeros diseños para la generación de energía eléctrica fue una central de 1600 MWt y 500 MWe, dotada de un núcleo y cuatro circuitos de generadores de vapor y bombas del refrigerante, todos instalados en el interior de una vasija de hormigón de gran tamaño. A este siguieron algunos otros diseños que incorporaban el concepto modular de acoplar núcleos de reactores únicos y un circuito asociado de generador de

vapor y refrigerante a centrales con distintas potencias de salida. En 1987, con ayuda de contribuciones internacionales, se emprendieron estudios conjuntos sobre el diseño de una versión del reactor PIUS que utilizaba generadores de vapor y bombas de refrigeración del reactor montados en el exterior de la vasija de hormigón en que se halla el núcleo del reactor. Esta configuración se ha seleccionado como diseño normalizado. La potencia térmica de salida del reactor es de 2000 MW y la potencia eléctrica neta nominal de salida de la central es de 640 MWe. (Véanse el cuadro y la figura adjuntos.)

El núcleo del reactor es del tipo de reactor de agua a presión (PWR), compuesto por 213 conjuntos combustibles con el diámetro estándar de las barras de combustible del PWR y una altura reducida. El núcleo está situado en el fondo de la piscina del reactor, que consiste en una masa de agua con alto contenido de boro encerrada en una vasija de reactor de hormigón pretensado (PCRv). El núcleo del reactor no utiliza barras de control para la parada ni para la conformación de la potencia. La reactividad se controla por medio de la concentración de boro y la temperatura del refrigerante del reactor.

Los datos del núcleo son mucho más moderados si se comparan con los relativos al funcionamiento actual del PWR desde el punto de vista del consumo térmico lineal medio, las temperaturas, los niveles de flujo y las pérdidas de carga asociadas. La compensación de la reactividad para el quemado se logra por medio de un

## Datos esenciales del PIUS-600

Potencia térmica del núcleo	2000 MW
Potencia eléctrica neta	640 MWe
Temperatura del agua de circulación	18°C
Nº de conjuntos combustibles	213
Altura del núcleo (activo)	2,50 m
Diámetro equivalente del núcleo	3,76 m
Consumo térmico lineal medio del combustible	11,9 kW/m
Densidad de potencia media del núcleo	72,3 kW/l
Temperatura a la entrada del núcleo	260°C
Temperatura a la salida del núcleo	290°C
Presión de trabajo	9 MPa
Flujo en el núcleo	13 000 kg/s
Grado de quemado medio	45 000 MWd/t
Diámetro de la cavidad de la vasija de hormigón	12 m
Volumen de la cavidad de la vasija de hormigón	3300 m <sup>3</sup>
Altura total de la vasija de hormigón	43 m
Grosor de la vasija de hormigón	7 m
Número de generadores de vapor y bombas del refrigerante	4

El señor Pedersen es ingeniero eléctrico en la División de Reactores de ABB Atom, Västerås, Suecia.

absorbente consumible (gadolinio) en algunas de las barras combustibles, y el coeficiente de reactividad de la temperatura del moderador es marcadamente negativo a lo largo del ciclo operativo.

Desde el núcleo, el refrigerante recalentado a una temperatura de 290°C sube a través de un tubo vertical de ascenso y sale de la vasija del reactor por las mangueras que se encuentran a ambos lados de la cámara impelente superior. Luego sigue circulando por las tuberías del ramal caliente del refrigerante hasta llegar a los cuatro generadores de vapor de paso único y tuberías rectas montados junto a la PCRV. Las bombas principales del refrigerante están situadas debajo de los generadores de vapor e integradas estructuralmente a ellos. Las bombas son versiones de tamaño especificado de las bombas del diseño de motor refrigerado por agua sin prensaestopa que se han utilizado como bombas de recirculación en las centrales dotadas con reactores de agua en ebullición de ABB Atom.

La tubería del ramal frío está conectada a la vasija del reactor por las mangueras situadas en la cámara impelente superior al mismo nivel que las del ramal caliente, y el flujo de retorno, cuya temperatura es de 260°C, es dirigido hacia abajo hasta llegar a la entrada del núcleo del reactor a través de un tubo vertical de descenso. Al bajar, el flujo se acelera, y hay conexiones abiertas entre el tubo vertical de descenso y el presurizador que constituye un mecanismo destructor de la acción sifónica. Este mecanismo impide que el agua de la piscina del reactor se descargue por acción sifónica en el caso hipotético de que se rompa el ramal frío. También hay algunas conexiones abiertas entre el tubo vertical de descenso y el de ascenso. Al llegar al fondo del tubo vertical de descenso, el flujo de retorno entra en la cámara impelente de la entrada del núcleo del reactor.

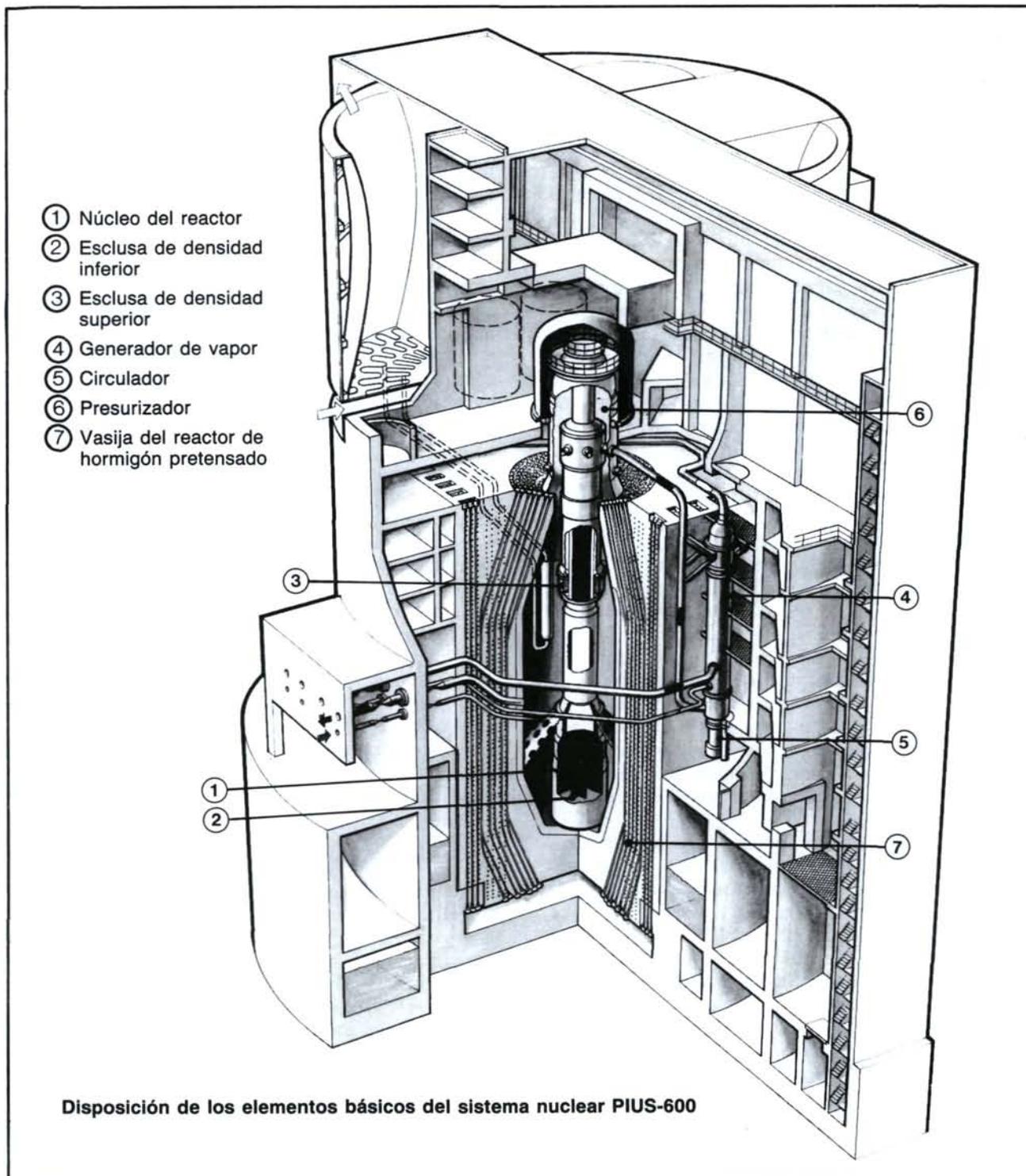
Debajo de la cámara impelente de la entrada del núcleo se encuentra una tubería de un metro de diámetro que da a la piscina que rodea al reactor. La disposición de haces tubulares en el interior de esa tubería reduce al mínimo la posibilidad de que el agua se mezcle y garantiza que el agua caliente del circuito del reactor se incorpore por capas estables en la superficie del agua de la piscina del reactor, que es más fría. Esa tubería, junto con la disposición de los haces tubulares y el agua estratificada, se denomina "esclusa de densidad" inferior y es uno de los componentes especiales necesarios para aplicar el principio PIUS. La posición de la interfase entre el agua fría y el agua caliente se determina mediante mediciones de temperatura, y esa información se utiliza para controlar la velocidad de las bombas principales del refrigerante y, por ende, su nivel de flujo a fin de mantener el nivel de interfase en una posición constante durante el funcionamiento normal. Hay otra esclusa de densidad situada en un punto alto de la piscina, que está conectada a la cámara impelente superior del tubo vertical de ascenso. Esta esclusa de densidad superior tiene una disposición análoga de haces tubulares y hay varias aberturas pequeñas entre ella y el tubo vertical de ascenso.

Esta configuración del sistema del reactor con las dos esclusas de densidad siempre abiertas y conectadas a la piscina con alto contenido de boro, constituye la base para garantizar el principio PIUS. Siempre hay abierta una ruta de circulación natural que parte de la piscina, pasa

por la esclusa de densidad inferior, llega al núcleo a través de las tuberías de entrada, lo atraviesa, sigue por el tubo vertical de ascenso, pasa desde la cámara impelente superior del tubo vertical de ascenso hasta la esclusa superior de densidad, y finalmente retorna a la piscina. Durante la explotación normal de la central ese circuito de circulación natural se mantiene inactivo por medio del control de velocidad de las bombas principales del refrigerante que mantienen la interfase calor/frío en la esclusa inferior de densidad, y junto con el control del volumen de agua del circuito primario, mantienen el nivel de la interfase calor/frío en la esclusa superior de densidad. Las mediciones de temperatura para el nivel de interfase en la esclusa superior se utilizan para controlar el volumen del circuito primario. Las condiciones térmicas a la salida del núcleo del reactor en relación con la piscina del reactor determinan la tasa de flujo del refrigerante. La pérdida de carga que se produce a través del núcleo y a lo largo del tubo vertical de ascenso debe coincidir con la diferencia de presión estática entre los niveles de interfase en las esclusas de densidad superior e inferior. Las bombas principales del refrigerante se ponen en funcionamiento para establecer un equilibrio de presión en las esclusas de densidad durante las operaciones en condiciones estacionarias normales y posteriores a la carga. La pérdida súbita de este equilibrio de la presión, como sucedería durante un transitorio o un accidente grave, provocaría la circulación natural del agua borada de la piscina a través del núcleo, lo que produciría, simultáneamente, la parada del reactor y el enfriamiento constante del núcleo. La parte superior de ambas esclusas de densidad, es decir, el volumen por encima de la interfase entre el agua caliente y el agua fría, se llena normalmente con el agua caliente del circuito primario y esto sirve de volumen de separación para impedir la entrada del agua de la piscina y paradas espúreas del reactor a causa de alteraciones operacionales de menor envergadura.

El agua borada de la piscina del reactor se enfría mediante dos sistemas: uno de circulación forzada de esa agua a través de los intercambiadores de calor y las bombas que se encuentran fuera de la vasija del reactor, y otro pasivo que utiliza refrigeradores en la piscina del reactor y circuitos de circulación natural que llegan hasta las torres secas de enfriamiento de tiro normal situadas en la parte superior del edificio del reactor, una en cada esquina. El sistema de circulación natural garantiza el enfriamiento de la piscina del reactor en caso de accidente e impide la ebullición del agua contenida en ella incluso cuando deja de funcionar un circuito. Si fallaran todos los sistemas de enfriamiento de la piscina, el agua de ésta garantizaría el enfriamiento del núcleo durante una semana.

La cavidad de la PCRV tiene unos 12 metros de diámetro y 38 metros de profundidad aproximadamente, y contiene alrededor de 3300 m<sup>3</sup> de agua. La vasija de hormigón monolítica tiene una sección transversal de unos 27 metros y 43 metros de altura aproximadamente. Está fijada a la estructura del rueda de cimentación por medio de tendones pretensados. La capacidad de la vasija para retener la presión se garantiza por medio de numerosos tendones pretensados, una parte de ellos situados horizontalmente alrededor de la cavidad y otra



parte verticalmente, desde la superficie hasta el fondo, así como por medio de barras de refuerzo.

La parte interior de la cavidad está revestida de acero inoxidable. Hay, además, otra barrera, una membrana de acero embebida hasta casi un metro en el hormigón que llega a un nivel más alto que la esclusa superior de densidad para evitar que el volumen de agua de la piscina del reactor que está por debajo de ese nivel se pierda por filtración del revestimiento. No se permiten penetraciones de la vasija de concreto por debajo de ese nivel.

En la parte superior de la vasija de hormigón pretensado hay una extensión de la vasija de acero fijada por medio de tendones independientes que están sujetos al fondo de la vasija de hormigón. Esa extensión contiene

las mangueras de tubería para los conductos de los ramales caliente y frío, los circuitos de circulación forzada del sistema de refrigeración de la piscina del reactor, y algunas otras tuberías del sistema, y contiene además la cámara impelente superior y el presurizador.

La PCRV y el sistema del reactor se encuentran en el interior de una estructura de contención de gran tamaño del tipo de relajación de la presión. Las tuberías de purga se extienden desde la cámara de presión hasta una gran piscina de condensación situada en la cámara de condensación. Todo el equipo que contiene el circuito del reactor o el agua de la piscina del reactor a una presión y temperatura elevadas está colocado en el interior de la contención, que se ha concebido para resistir la ro-

tura de guillotina de la tubería más grande. La estructura está hecha con hormigón armado de una solidez capaz de resistir el impacto de la caída de una aeronave. Toda la contención está provista de un revestimiento de acero que garantiza su hermeticidad.

La potencia del reactor se controla mediante el contenido de boro y la temperatura del refrigerante del reactor. Durante el funcionamiento normal de la central, la potencia del reactor puede controlarse sin necesidad de ajustar el contenido de boro del refrigerante, utilizando el coeficiente de reactividad fuertemente negativo de la temperatura del refrigerante. La potencia varía con un simple ajuste de la afluencia del agua de alimentación que circula hacia los generadores de vapor. El aumento de esa afluencia reduce la temperatura del flujo de refrigerante primario que regresa al reactor y, en consecuencia, incrementa la potencia del reactor. Este procedimiento puede aplicarse en un rango de potencia de 40% con una tasa de variación de la potencia de la central de 20% por minuto. La realización diaria de operaciones posteriores a la carga, por ejemplo entre 100% y 50%, es factible con sólo un pequeño ajuste de la concentración de boro al inicio del ciclo del primer día. En los días siguientes no es necesario hacer ningún nuevo ajuste. Por encima de ese rango, es indispensable ajustar el contenido de boro a fin de mantener la temperatura de salida del refrigerante del núcleo del reactor dentro de límites aceptables. El contenido de boro se controla inyectando agua destilada para aumentar la potencia o agua con un alto contenido de boro para disminuir la potencia y retirando una cantidad similar de agua, lo que se corresponde con los procedimientos de las centrales PWR normales.

La central cuenta también con sistemas de instrumentación, protección, lógica y sistemas de accionamiento para la parada del reactor, eliminación del calor residual, aislamiento de la contención y otros, al igual que las actuales centrales LWR. Sin embargo, su importancia para garantizar la seguridad es mucho menor. El equipo de esos sistemas de instrumentación, vigilancia, protección y accionamiento está separado del de los demás sistemas y situado en compartimentos independientes, bien protegidos físicamente, que se hallan en el fondo del edificio del reactor. El sistema de protección del reactor, cuya lógica de coincidencia es de dos de cada cuatro, tiene por objeto iniciar la disminución del nivel de potencia, la parada del reactor o la parada de emergencia de éste cuando los parámetros de los procesos del reactor sobrepasan los límites establecidos.

El retorno a un nivel de potencia inferior por medio del control del flujo de agua de alimentación, o una nueva reducción a situaciones de espera o parada en caliente mediante la inyección de agua con alto contenido de boro en el refrigerante del sistema primario, constituirá, en la mayoría de los casos, una adecuada medida preventiva. Sólo en algunas situaciones la parada de emergencia del reactor se inicia disparando una de las bombas principales del refrigerante. Entonces el agua de la piscina entrará en el sistema primario y parará el reactor en condiciones subcríticas en caliente. Las estructuras del circuito primario experimentarán un rápido enfriamiento de unos 50°C a 60°C, pero ese suceso transitorio no tiene efectos críticos en relación con la fatiga térmica de los componentes.

En comparación con los actuales diseños LWR industriales, se observa que se han eliminado algunos sistemas de seguridad esenciales, a saber, las barras de control y el sistema de seguridad de inyección de boro se han sustituido por las esclusas de densidad; no se necesita sistema de descompresión automática; el sistema auxiliar de suministro de agua de alimentación para la eliminación del calor residual se ha sustituido por la piscina del reactor; y los sistemas de eliminación del calor de la contención y de aspersión de la contención se han sustituido por el enfriamiento pasivo de la piscina del reactor. El sistema de seguridad esencial cerrado del agua de refrigeración, los sistemas de calentamiento, ventilación y control, y los sistemas de alimentación de corriente alterna se han sustituido por sistemas de seguridad no esenciales que permiten una mayor simplificación. El resto de las funciones de seguridad esenciales están a cargo del sistema de protección del reactor, que dispara una bomba del refrigerante para lograr la parada de emergencia del reactor; el sistema de aislamiento de la contención, que aísla la contención cerrando las válvulas de aislamiento, las válvulas de seguridad de la vasija del reactor, que se activan por diferenciales de presión; y la función de refrigeración pasiva de la piscina del reactor. Con todo, para proteger el núcleo sólo se requiere la última función y nunca antes del período de gracia mínimo de una semana.

Como resultado de ello, la explotación y el mantenimiento de la central deben ser más simples que en las actuales centrales LWR, y la eliminación de los accidentes graves en los reactores como interés práctico debe simplificar también la explotación.

### Respuesta a los sucesos transitorios graves

A través de los años se ha analizado ampliamente el comportamiento de los diversos diseños de central que incorporan el principio PIUS en situaciones de transitorios y accidentes graves, en parte mediante experimentos, pero en la mayoría de los casos mediante simulaciones con la ayuda de computadoras. En el último caso, se ha creado un código de computadora sumamente eficaz, en particular para la simulación del comportamiento dinámico de ese tipo de central. La capacidad que tiene el código para simular el comportamiento del reactor y la central con suficiente exactitud, se ha comprobado mediante experimentos en un circuito de experimentación y el pronóstico de los resultados a base de cálculos.

Se han analizado numerosas situaciones de transitorios y accidentes y el resultado ha sido siempre la parada del reactor o el funcionamiento continuo en un nivel de potencia limitado y seguro. No se ha observado secuencia de accidente alguna que culmine en la exposición del núcleo o el límite de ebullición nucleada (LEN), o ambas cosas.

En relación con los requisitos de la contención, existen algunas diferencias de gran importancia entre una central configurada según el principio PIUS y las actuales centrales LWR. En la primera, la integridad del combustible nuclear se protege por medio de funciones pasivas autoactivadas y el núcleo del reactor no queda al descubierto ni se recalienta el combustible después de un accidente previsible. El material radiactivo que se libera en la contención después de la rotura de una tubería pro-

vendrá de las posibles fugas de las barras combustibles en el núcleo antes del accidente; los accidentes no causarán otros daños al combustible. Sólo una parte del agua caliente del circuito primario se liberará en la contención durante la descompresión del reactor.

Tras la descompresión inicial del sistema del reactor, el núcleo se enfriará por la circulación natural del circuito de la piscina del reactor, que transfiere el calor residual del reactor a la piscina de éste. El sistema de refrigeración de la piscina por circulación natural garantiza siempre que el calor residual se elimine en el aire o través de las torres secas de enfriamiento de tiro normal. No habrá ebullición del agua en el interior de la vasija del reactor.

Los escapes a corto plazo de vapor y agua caliente durante la purga del reactor se absorben en la piscina de condensación. La contención quedará sometida a una presión de 2 bares. No hay escape de vapor a largo plazo, y la presión disminuirá a algo más de la presión atmosférica en 2 ó 3 horas debido a la condensación del vapor en las estructuras y componentes. No se necesitan sistemas de seguridad esenciales de enfriamiento de la contención.

Las liberaciones de material radiactivo en la contención serán pequeñas, y como resultado de la presión moderada y transitoria de la contención en relación con la atmósfera, las tasas máximas permisibles de liberación en el medio ambiente serán muy pequeñas.

Las dosis calculadas en el perímetro del emplazamiento son muy inferiores al nivel más bajo que establecen los indicadores para la acción de protección (IAP) de la Dirección Federal de Protección del Medio de los Estados Unidos (EPA), en que se estipulan dosis máximas de 1 rem para todo el cuerpo y 5 rem para el tiroides. Ello serviría de base para atenuar los requisitos de planificación para casos de emergencia fuera del emplazamiento de las centrales nucleares.

### Construcción de centrales

La construcción de una central incluye algunos aspectos principales que son importantes para la ruta crítica, a saber, la PCRV junto con la contención del edificio del reactor, y la extensión de acero de la vasija de presión del reactor. Las actividades de construcción fueron analizadas por un grupo de supervisores de la ingeniería civil, instalación y puesta en servicio, que construyó y puso en servicio en 57 meses la central nuclear Oskarshamn 3 de Suecia desde el primer vaciado de hormigón hasta el comienzo de las operaciones comerciales. La contención de esta central es similar a la de Oskarshamn 3 y la PCRV puede emplear las mismas técnicas de construcción. De ahí que el grupo de planificación se basara en su propia experiencia al establecer el calendario para la construcción de la central.

El calendario resultante indica un tiempo total de construcción de 45 meses para la central, desde el primer vaciado de hormigón hasta el comienzo de las operaciones industriales, o de 39 meses para la carga del combustible. Es probable que este período sea conservador, ya que no se han tomado en cuenta las reducciones que puedan hacerse como resultado de la fabricación previa (o modularización) en el emplazamiento o fuera de éste.

Se han realizado estimaciones detalladas de los gastos llave en mano para la central más novedosa en su especie y para una central convencional de ABB Atom del tipo BWR avanzado (700 MWe), fabricada y construida según las condiciones de los países escandinavos. Dichas estimaciones de los gastos muestran que el PIUS-600 aventaja significativamente al BWR de 700 MWe en cuanto al gasto diario por potencia de salida neta de kWe.

De hecho, la temperatura y la presión del vapor más bajas de la central traen por resultado una eficiencia térmica inferior y, por ende, un costo del ciclo de combustible nuclear un poco más elevado que el del BWR. Por otra parte, el tiempo de construcción se acorta y se prevé que los gastos de personal sean menores debido a la simplicidad de la central. Por ello se estima que los gastos de generación sean inferiores a los de la central BWR de 700 MWe.

### Perspectivas futuras

Durante más de 10 años la ABB Atom ha venido trabajando en reactores que incorporan el principio PIUS, y se han realizado diseños y análisis sumamente detallados para varias versiones de diseño. Sobre la base de esas actividades y los aportes de las empresas de servicio público y otras entidades, se creó un concepto de diseño muy prometedor en el que se utiliza al máximo una tecnología de componentes probada. Las características novedosas se han estudiado suficientemente para disipar preocupaciones relativas a la viabilidad y practicabilidad técnicas del concepto, particularmente desde el punto de vista de la seguridad y la capacidad de funcionamiento. Sin embargo, se proyecta someterlo a algunas otras pruebas con miras a suministrar información y datos que sirvan de base al diseño y la disposición detallados de una central con fines industriales.

El concepto PIUS se ha analizado con empresas de servicio público de diferentes países y, en este momento, se prevé hacer un examen y evaluación de la viabilidad práctica y un estudio conjunto sobre el diseño para adaptarlo a las condiciones de Italia. En la República Popular de China se realiza un estudio de factibilidad y otros países han emprendido estudios de evaluación. También se están desplegando esfuerzos para establecer una empresa conjunta en los Estados Unidos que comercialice el diseño y lo someta a la Comisión de Reglamentación Nuclear de los Estados Unidos para su examen y autorización. En 1985 se llevó a cabo en los Estados Unidos un estudio de evaluación sobre el concepto del reactor. Uno de los resultados indirectos de ese estudio puede ser la organización de un grupo encargado de investigar la adaptación del diseño a las condiciones de los Estados Unidos y realizar otras actividades relativas a su comercialización en el país.

Los reactores que incorporan el principio PIUS representan un paso de avance importante en la seguridad nuclear, y a la vez mantienen la aplicación de la tecnología LWR establecida y probada, que limita la necesidad de efectuar pruebas para verificar el diseño definitivo. Las estimaciones de gastos y el calendario de construcción indican que se puede lograr la competitividad con otras fuentes de energía.