

08.87 .IA

Argos PHWR 380

¿Qué es el Argos 380 PHWR? Orígenes

ENACE ofrece un nuevo diseño de central nuclear de 380 MW equipada con un reactor de agua pesada. La Argentina cuenta con reactores de este tipo en operación desde 1974. La nueva central, denominada ARGOS PHWR 380, se basa en el empleo de un reactor de agua pesada del tipo recipiente de presión (PHWR); aunque conceptualmente podría también alojar a un reactor de agua pesada del tipo tubo de presión (PTHWR). La central es de mediana potencia (1125 MWth o 380 MWe) y refleja condiciones de diseño de avanzadas. Posee, además, ciertas características especiales que garanticen seguridad y economía en su operación.

ENACE (Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas S.A.) es una empresa de ingeniería cuyo accionista mayoritario es la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). La función principal de ENACE es actuar como arquitecto-ingeniero para la concreción de proyectos de centrales nucleares del programa nuclear argentino. En tal carácter, celebró oportunamente un acuerdo de licencia de ingeniería con Kraftwerk Union AG (KWU), empresa de ingeniería propiedad Siemens AG de la República Federal de Alemania y accionista mino-

Ing. Abel González - ENACE

ritario de ENACE. En virtud de ese acuerdo, cuenta con una licencia que le permite hacer uso de la tecnología PHWR de Siemens-KWU, la que fuera desarrollada originalmente para la central MZFR (1) del mencionado país, así como del "know-how" referido al diseño y a la construcción de centrales de agua (liviana) presurizada (PWR). Por su parte, CNEA ha realizado también acuerdos con la Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL) para la transferencia de tecnología relacionada con PTHWRs del tipo CANDU.

De esta forma ENACE, con el apoyo de CNEA, puede ofrecer un amplio espectro de conocimientos técnicos basados en la experiencia acumulada en la ingeniería, construcción, puesta en marcha y operación de centrales nucleares moderadas con agua pesada. ENACE cuenta también con una considerable experiencia en el montaje de instalaciones nucleares industriales en la Argentina y está preparada para una

participación en proyectos nucleares de otros países.

En relación con un requerimiento del Gobierno Argentino (2), CNEA le solicitó a ENACE la preparación de las especificaciones técnicas de un reactor de mediana potencia, en base a la experiencia argentina en la operación de reactores moderados con agua pesada. Tal requerimiento se constituyó en el génesis del ARGOS PHWR 380.

¿Por qué un reactor de agua pesada?

En la década del 60, Argentina —un país con adecuadas reservas de mineral de uranio— tomó la decisión política básica de desarrollar un programa nuclear independiente a fin de satisfacer parcialmente su demanda eléctrica interna. Argentina decidió, asimismo, desarrollar la infraestructura industrial necesaria para lograr la participación de la industria local en la provisión de suministros y servicios para la instalación de plantas nucleares. Esta política se vió reflejada en la opción argentina por centrales de agua pesada con combustible de uranio natural, adoptada como base de su programa nuclear.

El programa nuclear argentino se puso en marcha con la orden de construcción de la Central Nuclear Atucha I (CNA I), PHWR de 367

TABLA 1
PRINCIPALES DATOS TECNICOS
(Tabla comparativa)

	CNA I	ARGOS PHWR 380	CNAII
Tipo de reactor	P H W R		
Potencia bruta de salida del generador (MW)	367	375	745
Potencia térmica de salida del reactor (MW)	1179	1123	2160
NUCLEO DEL REACTOR			
Tipo de combustible	Dióxido de uranio natural sinterizado y peletizado - 37 barras combustibles.		
Recarga de combustible		en carga	
Cantidad de elementos combustibles	253	244	451
Longitud activa (mm)	5300	5300	5300
Quemado (MWd/MgU)	6000	6600	7500
Potencia lineal media en la barra de combustible (W/cm)	232	223	232
Número de barras de control	29	60	18
CIRCUITOS PRINCIPALES			
Número de circuitos principales de refrigeración	2	2	2
Idem del moderador	2	3	4
Tasa de flujo de refrigerante por circuito (Kg/s)	3080	2573	5150
Idem del moderador (Kg/s)	222	150	222
Presión de operación (bar)	115	115	115
Temperatura del refrigerante (°C)	270/305	277/314	278/312
Idem promedio del moderador (°C)	140/210	165/220	170/220
RECIPIENTE DE PRESION DEL REACTOR			
Diámetro Interno (mm)	5360	5366	7368
Peso de la parte inferior (Mg)	320	380	670

MW (3), en 1967, que la CNEA opera exitosamente desde 1974. la CNA I fue seguida de la Central Nuclear Embalse (CNE), PTHWR de 648 MW, la cual está en operación desde 1982. Actualmente ENACE está construyendo la tercera central nuclear argentina, Atucha II (CNAII) (4), otro PHWR que generará 745 MW.

La experiencia argentina en la operación de centrales nucleares ha confirmado la seguridad, confiabilidad y disponibilidad de los reactores de agua pesada, así como su eficiencia en la utilización del combustible. También ha confirmado su ventaja principal: el hecho de que permiten a países con recursos económicos o

tecnológicos limitados alcanzar la independencia en su ciclo de combustible.

¿Por qué una central de mediana potencia?

En general, se ha dado una tendencia hacia el desarrollo de centrales nucleares de gran potencia (1400 MWe y aún más). Sin embargo, en los últimos años se ha prestado considerable atención a las perspectivas de las llamadas "centrales de pequeña y mediana potencia" (SM-PRs). El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha efectuado un relevamiento de los proveedores y del mercado potencial para tales reactores (5).

El diseño de ENACE de una central nuclear de 380 MW pretende llenar una brecha en el espectro de la ingeniería de centrales nucleares disponible en Argentina. Teniendo en cuenta la demanda energética y la situación económica y financiera del país, este diseño permitirá una mayor flexibilidad en las futuras decisiones relativas al programa de centrales nucleares argentinas.

Las ventajas más importantes de la SMPRs son:

- Bajo impacto financiero: Frecuentemente, los proyectos para la construcción de plantas nucleares de gran potencia sufren atrasos significativos debido a la escasez de recursos financieros. Su

carga financiera puede compensar e incluso superar las ventajas económicas derivadas del menor costo por potencia unitaria de las grandes centrales. Por lo tanto, algunas de las ventajas de las SMPRs son sus cronogramas de poca duración y sus bajos costos financieros.

- Mayor promoción de la industria local: Los módulos de las centrales nucleares más pequeñas requieren la fabricación de equipos más pequeños que, como tales, pueden fabricarse en serie. Esto es muy importante cuando se tiene la intención de promover la creación o la continuidad de una industria nuclear local. Consecuentemente, una decisión nacional de iniciar un programa que contemple un mayor número de centrales nucleares más pequeñas resultará seguramente ventajoso, ya que alentará el desarrollo de la industria nuclear y de la capacidad de producción.
- Costos indirectos más bajos: Los gastos de diseño e ingeniería —dos grandes contribuyentes de los costos indirectos de las centrales nucleares— son menos significativos cuando se distribuyen entre un mayor número de unidades pequeñas.
- Facilidad de adaptación a redes de distribución eléctrica: Las centrales nucleares pequeñas pueden adecuarse más fácilmente a redes de capacidad limitada. Esta es una notable ventaja especialmente para muchos países en desarrollo. Más aún, las SMPRs pueden emplazarse cerca de los centros de consumo, lo que las convierte en más competitivas con otras fuentes de energía desde el punto de vista económico.
- Mayor aceptación: Parece ser que, subjetivamente, el público está más dispuesto a aceptar las centrales pequeñas y no a los “gigantes” nucleares. Puede que no existan razones sensatas para que ésto ocurra, pero éste puede convertirse en un factor importante a tener en cuenta cuando se trata de seleccionar el módulo de una central nuclear.

¿Por qué nuevas condiciones de diseños?

Actualmente, el diseño de centra-

les nucleares debe realizarse teniendo en cuenta distintos factores a los que no se les prestó suficiente atención en los comienzos de la industria nuclear, tales como:

- La seguridad nuclear: Los accidentes de Three Mile Island y de Chernobyl han producido una severa crisis de credibilidad con respecto a la seguridad de las centrales nucleares; asimismo, han traído aparejados cuestionamientos a dogmas de seguridad, tales como el del “máximo accidente creíble”.
- Economía de instalación y operación: Las inversiones y los costos de operación cada vez mayores han hecho que los potenciales clientes se tornaran reacios a embarcarse en el uso de la energía nuclear.
- Utilización de reservas energéticas: Dado que los reactores reproductores rápidos no estarán disponibles tan pronto como se esperaba originalmente, la optimización del uso del uranio natural se transformará, a mediano plazo, en un punto crítico.

Todos estos factores fueron tenidos en cuenta en el diseño del ARGOS PHWR 380.

- En lo que se refiere a seguridad:
 - El diseño del ARGOS PHWR 380 cumple con los exigentes requisitos de seguridad nuclear de la autoridad regulatoria argentina y —automáticamente— con todas las normas, guías y recomendaciones internacionales de seguridad pertinentes —especialmente con las emitidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).
 - El diseño del ARGOS PHWR 380 se ha realizado de acuerdo con los desarrollos más recientes en el área de la evaluación probabilística de la seguridad, cumpliendo con estrictos criterios probabilísticos de seguridad, así como con criterios determinísticos complementarios.
 - El diseño refleja las lecciones aprendidas en el campo de la seguridad nuclear y, particularmente, las relacionadas con la alimentación eléctrica de emergencia, el monitoreo de esca-

pes producidos previo a la rotura, la remoción de calor y la integridad de la contención.

- Incluso para los accidentes más improbables, que impliquen la fusión del núcleo, se han tomado medidas para mitigar las consecuencias radiológicas a niveles razonables.
- En lo que se refiere a economía de instalación y operación:
 - La aplicación de las lecciones aprendidas en la ingeniería de los ampliamente utilizados PWRs —completamente aplicables a los PHWRs— al diseño del ARGOS PHWR 380 asegura su optimización económica. Muchos de sus sistemas y componentes son idénticos o similares a los de la CNA I y CNA II y también a los utilizados en muchos PWRs que están actualmente en construcción o en operación en el mundo entero. Diversos aspectos han sido introducidos en el diseño de manera de limitar los costos de inversión a un nivel razonable.
 - Dada la excelente performance operativa obtenida por la CNA I, el ARGOS PHWR 380 es comparable con “la” perfecta planta de referencia y llena el importante criterio de diseño probado establecido por el OIEA en su estudio SMPR (5).
 - Subsecuentemente, simplicidad en el diseño de los sistemas, el uso de componentes probados y la existencia de una buena planta de referencia también apoyan la esperanza de una buena performance operativa.
 - Flexibilidad de carga, potencia relativamente baja y una ignición autoalimentada hace que el reactor se ajuste al uso en redes de limitada capacidad —tales como las que se encuentran habitualmente en países en desarrollo— y también como un buen reemplazante de plantas obsoletas alimentadas con combustible fósil.
 - El ARGOS PHWR 380 puede generar eficientemente subproductos —tales como el radioisótopo cobalto 60— sin empeñar por ello la disponibilidad de energía.

— En lo que se refiere a la utilización de las reservas energéticas:

- El ciclo combustible del uranio natural se presta tanto para el logro de un programa nuclear independiente —incluso en países con restricciones técnicas o económicas— como para asegurar el aprovechamiento óptimo de las reservas uraníferas.
- El ARGOS PHWR 380 ofrece, asimismo, distintas alternativas para el ciclo de combustible que permiten optimizar aún más el consumo de uranio.

¿Cómo es el Argos PHWR 380?

Descripción general

El ARGOS PHWR 380 utiliza un PHWR como sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS). El diagrama de flujo de la planta, simplificado, se presenta en la Figura 1. El diseño del NSSS es muy similar al de los reactores de agua (li-viana) presurizada (PWRs), con un sistema de enfriamiento del reactor consistente en un recipiente de presión y un sistema de refrigeración.

El circuito del moderador —un aspecto característico de los HWRs— incluye el tanque del moderador, (similar a una calandria) dentro del recipiente de presión, y el sistema refrigerante del moderador. El reactor se recarga en operación y su combustible puede ser tanto uranio natural —versión básica del ciclo de combustible— como elementos combustibles resultantes de distintos ciclos de combustible de avanzada. El balance de planta incluye el edificio del reactor, un edificio auxiliar y edificios convencionales. El reactor, los sistemas de refrigeración y del

TABLA 2
CICLOS ALTERNATIVOS DE COMBUSTIBLE
DATOS PRINCIPALES

	URANIO NATURAL (caso de referencia)	LEU	Pu SPIKED	
			Elemento de combustible uranio natural (80%)	plutonio (20%)
Consumo de combustible (e.c./d.p.p.)	0,99	0,41	0,48	0,06
			0,54	
Tiempo medio de resistencia (d.p.p.)	246	594	407	814
			453	
Material fisionable				
— Fresco U-235	0,71	1,00	0,71	0,68
Pu	0	—0	0	2,10
— Descarga U-235	0,29	0,15	0,18	0,16
Pu	0,24	0,29	0,28	0,81
Quemado medio (MWD/Mg.M.P.)	6.000	14.500	9.200	25.000
			11.040	
Potencia térmica media por canal (MW)	4,6	4,6	4,3	6,0
			4,6	
Producción de Plutonio (Kg Pu fis./GWe a.p.p.)	430	215		

U.L.E.: Uranio Levemente Enriquecido

e.c.: elemento combustible

d.p.p.: días a plena potencia

M.P.: Metal Pesado

a.p.p.: año a plena potencia

Pu fis: plutonio fisionable

TABLA 3

CARACTERISTICAS PRINCIPALES DE LAS REGLAS APLICABLES AL ANALISIS DE FALLA

La secuencia de falla supuestas para el ARGOS PHWR 380 conduce a una exposición al público identificada.

La probabilidad de ocurrencia de una dada secuencia de fallas así como la correspondiente radioactividad liberada, ha sido evaluada usando los árboles de eventos y fallas y toma en cuenta los siguientes criterios:

El análisis de falla sistemáticamente considera todas las fallas y secuencias de fallas posibles con respecto al modo de falla común a la combinación de falla y (lo que es más importante) a secuencias que conducen fuera de las bases de diseño (fallas dentro de este contexto significan, eventos aleatorios que pueden impedir al componente de cumplir sus funciones de seguridad así como otros eventos que pueden adicionalmente ocurrir como una condición necesaria de tal deficiencia. Secuencia de fallas por otro lado significa una serie secuencial de fallas posibles las cuales pueden aunque no necesariamente ocurrir después de un evento iniciante).

Una falla o secuencia de fallas es seleccionada como representativa de un grupo de fallas o grupo de secuencia de fallas. La falla o la secuencia de fallas que es seleccionada de este grupo es aquella que conduce a las peores consecuencias y el análisis toma en cuenta la suma de las probabilidades de la falla o de la secuencia de fallas en el grupo.

El análisis considera que una función de protección puede perder operabilidad ante la ocurrencia de la falla o de la secuencia de las fallas o como resultado de tales ocurrencias. El análisis de fallas o de secuencia de fallas está basado sobre datos experimentales en la medida que sea posible. Si esto no es así los métodos de evaluación son validados por medio de pruebas apropiadas.

El valor de la tasa de falla asignada a los componentes relacionados con la seguridad en la evaluación de la probabilidad de falla de los sistemas debe ser justificado, en el caso de que los valores justificados no fueran disponibles deben ser usados los valores de tasa de falla postulados por las autoridades competentes cuando una dada tasa de falla es justificada sobre la base de la garantía de calidad es requerida una explicación detallada.

El análisis de falla toma en cuenta los procedimientos para el mantenimiento y prueba y los períodos de tiempo entre sucesivos mantenimientos y pruebas. La tasa de falla postulada para acciones humanas deben ser justificadas teniendo en cuenta la complejidad de la tarea, los estados de tensiones y cualquier otro factor que pueda influenciar la tasa de falla balanceándolo adecuadamente con el nivel de automatización de cada interacción.

Las dosis del grupo crítico que podría resultar de la liberación de radionucleido durante la operación normal o como resultado de falla o secuencia de fallas es determinada por métodos aceptados (el grupo crítico es definido como el grupo de personas alrededor de la central nuclear suficientemente homogéneos con respecto a las dosis esperadas a ser recibidas y representativas de los individuos más expuestos en caso de accidentes. La evaluación tiene en cuenta condiciones meteorológicas que afectan la dispersión del sitio y sus probabilidades. La evaluación no toma en cuenta la eventual adopción de contramedidas aún si éstas están previstas en el plan de emergencia. Como ha sido indicado más arriba la probabilidad anual que cualquier secuencia de fallas gratificada como función de la dosis equivalente efectiva debe resultar en un punto ubicado afuera del área no aceptable de la figura 9, en caso contrario el diseño es ajustado acordeamente.

moderador, el equipamiento para la recarga del combustible y la pileta de elementos combustibles quemados se han localizado dentro del edificio del reactor.

El sistema nuclear de suministro de vapor

— Sistemas refrigerante primario y moderador

Los componentes del sistema refrigerante primario del reactor ARGOS PHWR 380 son totalmente comparables en diseño y disposición a los de PWRs similares (véase la Figura 2): el recipiente de presión (RPV) se halla ubicado verticalmente en el centro de la instalación, hay dos circuitos de refrigeración idénticos —cada uno comprendiendo una bomba y un generador de vapor— conectados radialmente al RPV.

Adicionalmente, se encuentra el sistema del moderador con sus tres circuitos que conducen al moderador desde el tanque del moderador a los enfriadores del moderador por medio de las bombas del moderador.

El refrigerante del reactor es agua pesada (D_2O), la que circula hacia arriba por los canales de refrigeración y es impulsada a través del generador de vapor por la bomba

principal. El moderador es también D_2O . Bajo condiciones normales de operación circula hacia arriba dentro del tanque del moderador y es impulsado, a través del intercambiador de calor, por la bomba del moderador. El sistema del moderador tiene también una función importante que hace a la seguridad de la central (véase su descripción bajo el título “¿Por qué el ARGOS PHWR 380 es más seguro?”).

Sólo existe una pequeña diferencia de presión entre el refrigerante primario y el moderador, por lo que se requieren canales de refrigeración de paredes delgadas. Dado que los sistemas refrigerante primario y moderador están interconectados, pueden utilizar sistemas auxiliares comunes para mantener la calidad de agua necesaria. Consecuentemente, el número de sistemas auxiliares se reduce a un mínimo. El calor generado en el moderador por moderación neutrónica, sumado al generado por transferencia de calor del primario al moderador, resulta equivalente a aproximadamente el 10% de la energía total. Este calor se utiliza para precalentar el agua de alimentación, mejorándose así la eficiencia de la central.

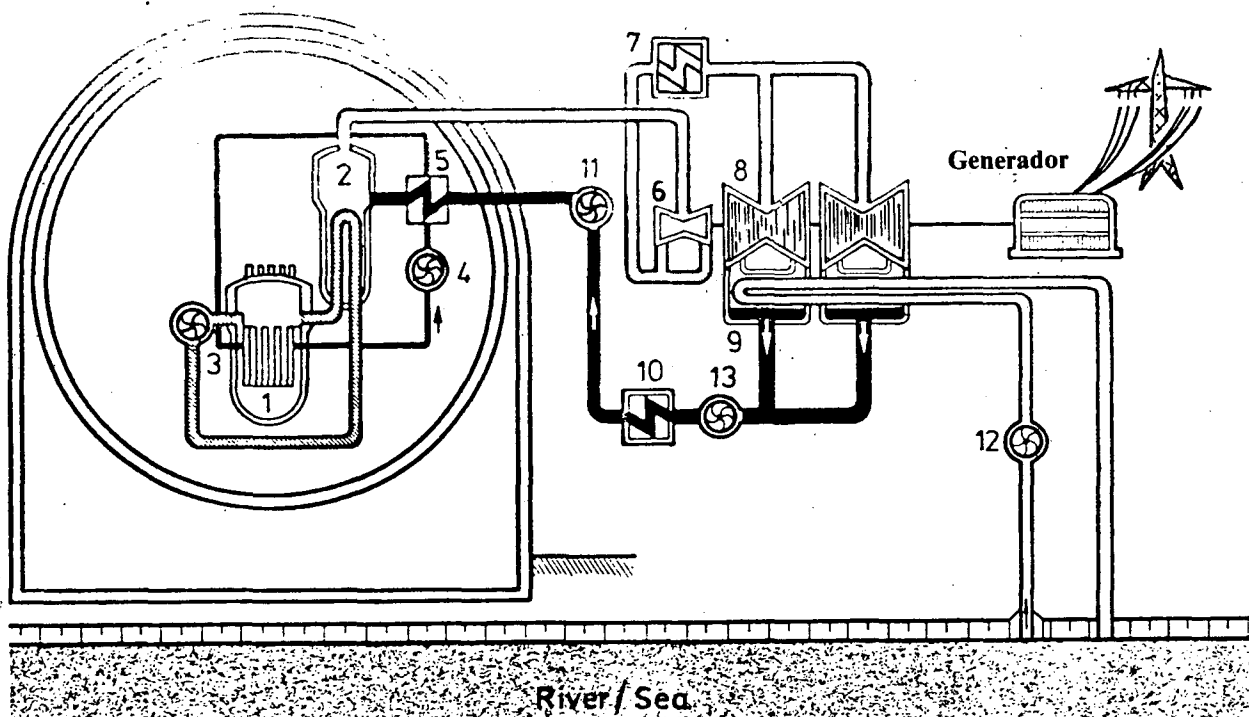
— Núcleo del reactor

El diseño del recipiente de presión y del núcleo del reactor del ARGOS PHWR 380 es similar al del reactor del tipo Atucha (véanse las Figuras 3 y 4). El tanque del moderador contiene 244 canales de combustibles verticales, que producen 1067 MW térmicos; dispuestos en un reticulado triangular con una distancia entre centros (pasos) de 27,5 cm. Los elementos combustibles (uno por canal) son idénticos a los usados en el diseño Atucha (37 barras combustibles con una longitud activa de 530 cm).

Las barras de control y de absorción de parada del reactor, comandadas hidráulicamente, se encuentran insertadas verticalmente desde la parte superior del recipiente y a través del tanque del moderador. Se utiliza un total de 60 barras. Cuarenta y cinco de ellas son de corte, lo que permite una rápida detención y mantener la subcriticidad en forma segura a largo plazo; el resto son barras de control de la potencia y de la densidad de potencia del reactor. Una adecuada selección de estas barras de control verticales permite un aplanamiento de la curva de distribución de potencia desde el co-

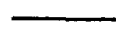
Figura 1 DIAGRAMA DE FLUJO SIMPLIFICADO

El diagrama de flujo simplificado del ARGOS PHWR 380 es equivalente al de las centrales nucleares de Atucha. El calor producido en el núcleo se transfiere, vía el circuito refrigerante del reactor, a los generadores de vapor, donde el agua de alimentación secundaria se transforma en vapor. El vapor se procesa en el turbo-generador, produciendo energía eléctrica. El calor generado en el moderador por la moderación de neutrones y por calor transferido se extrae por un circuito independiente del moderador y se utiliza para precalentar la agua de alimentación, aumentando así la alta eficiencia de la planta.



- 1 Reactor
- 2 Generador de vapor
- 3 Bomba del refrigerante del reactor
- 4 Bomba de moderador
- 5 Refrigerador del moderador
- 6 Turbina de alta presión

- 7 Separador de humedad
- 8 Turbina de baja presión
- 9 Condensador
- 10 Precalentador
- 11 Bomba de agua de alimentación
- 12 Bomba principal de agua de refrigeración
- 13 Bomba principal de condensado

 Refrigerante del reactor
 Moderador
 Vapor principal

 Condensado / agua de alimentación
 Agua de refrigeración

mienzo mismo de la operación del reactor, lo que permite que éste pueda operarse al 100% de potencia con un núcleo relativamente fresco. Este sistema hace posible que el reactor pueda realizar un excelente seguimiento de carga del reactor.

— Recarga de elementos combustibles

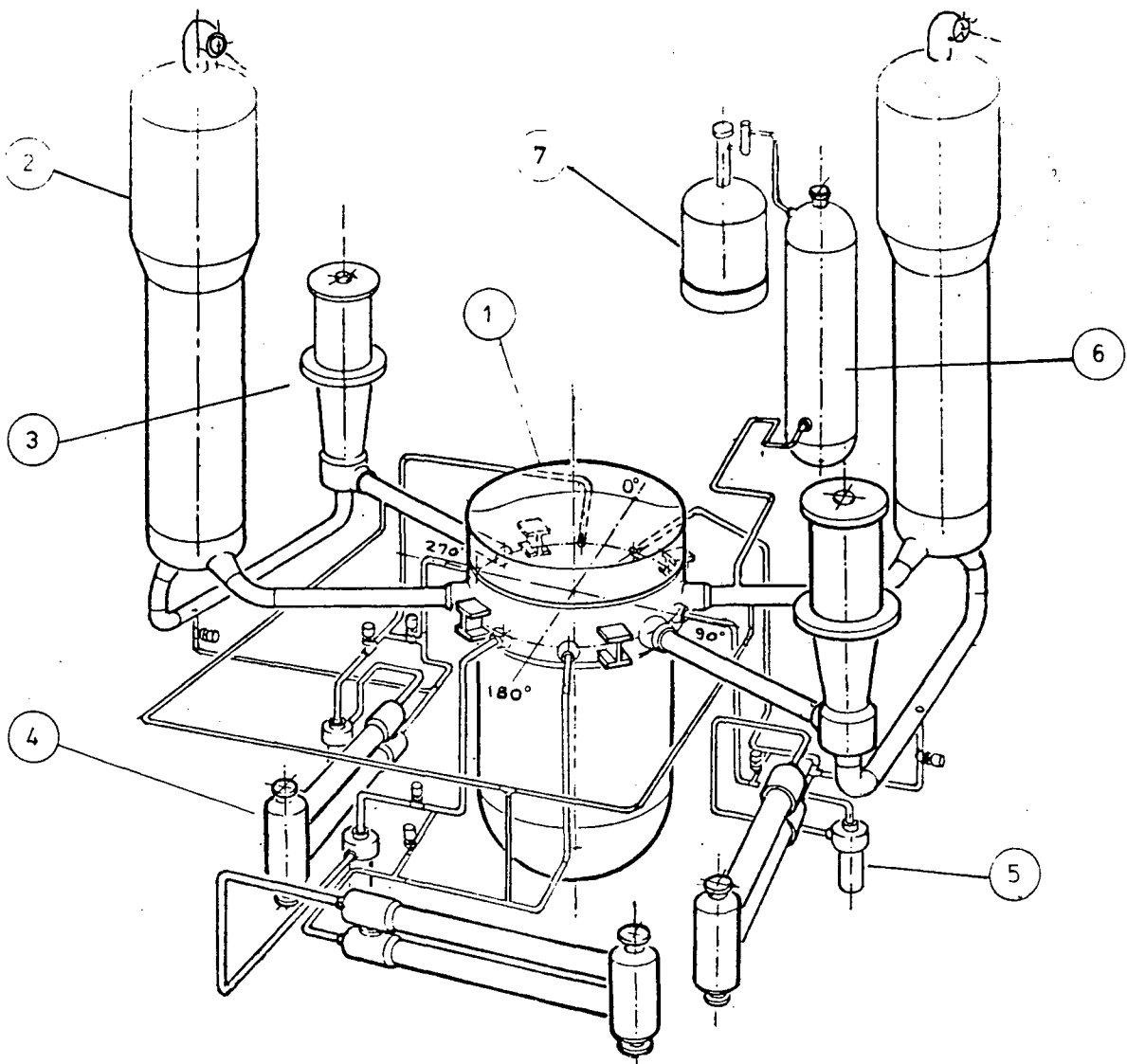
Una ventaja operacional del AR-

GOS PHWR 380 es que ha sido diseñado para permitir su recarga automática en operación (véase la Figura 5). Contiene una única máquina de recarga. El sistema de transporte de elementos combustibles está ubicado dentro del edificio del reactor e incluye una piletta de almacenamiento con capacidad adaptable hasta como para toda la vida útil de la

central. El sistema de recarga puede monitorearse desde la sala de control. Una característica especial de este sistema es la posibilidad de que los elementos combustibles frescos e irradiados puedan insertarse en el núcleo de la misma manera. Esto permite, incluso, la utilización de elementos combustibles usados provenientes de otras centrales nucleares.

Figura 2 - CIRCUITOS DEL REFRIGERANTE Y DEL MODERADOR DEL REACTOR

El sistema refrigerante del ARGOS PHWR 380 es completamente comparable en diseño y en distribución con los sistemas de los PWRs. Consiste en el recipiente de presión del reactor (RPV), ubicado en el centro, y en dos circuitos de refrigeración idénticos, cada uno de ellos comprendiendo una bomba refrigerante y un generador de vapor. Adicionalmente, como un aspecto típico de los HWRs, existe un sistema de refrigeración del moderador, el que está subdividido en tres circuitos idénticos, cada uno de ellos comprendiendo una bomba del moderador y un enfriador del moderador. El sistema moderador está conectado al tanque del moderador, ubicado a su vez dentro del RPV.



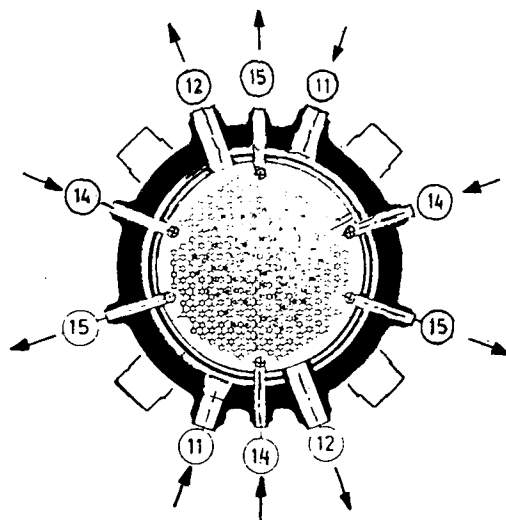
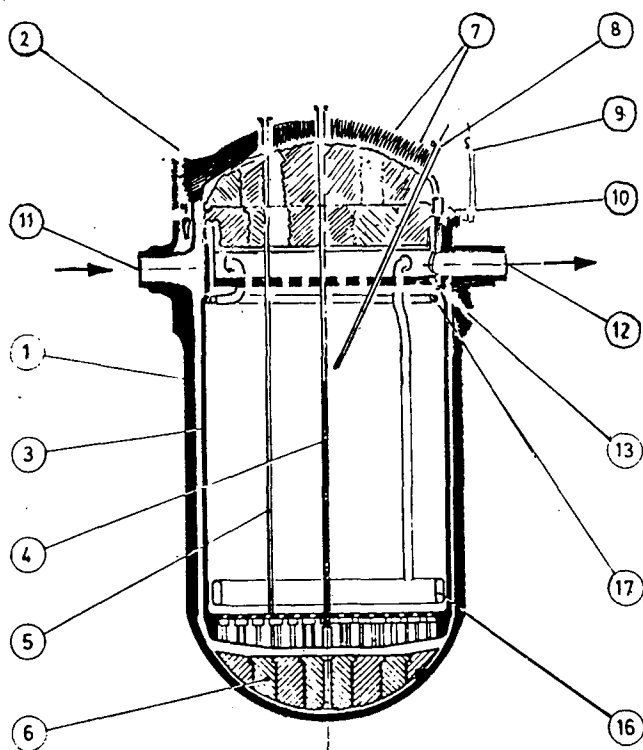
- 1 - Recipiente de presión del reactor
- 2 - Generador de vapor
- 3 - Bomba de refrigerante principal

- 4 - Refrigerador del moderador
- 5 - Bomba del moderador
- 6 - Presurizador
- 7 - Tanque de alivio del Presurizador

Figura 3/4 - RECIPIENTE DE PRESION DEL REACTOR E INTERNO

El recipiente de presión del reactor aloja al núcleo del reactor, con 244 canales de refrigeración verticales que contienen, cada uno, un elemento combustible. Los canales de refrigeración penetran en el tanque del moderador. La presión entre el moderador y el refrigerante se equaliza por aberturas ubicadas en el cierre superior del tanque del moderador, de manera que la diferencia de presión resulta ser muy pequeña y, por lo tanto, se requiere canales refrigerantes de pared delgada.

Los 244 canales refrigerantes producen 1067 MW de potencia térmica y están distribuidos en una matriz triangular con un paso de 27,5 cm. Las barras de control, accionadas hidráulicamente, y las barras absorbentes de parada se insertan verticalmente. Se utiliza un total de 60 barras, de las cuales 45 son para la parada y para mantener la subcriticidad en el largo plazo. Las barras remanentes son de control de potencia y de control de densidad de potencia y están diseñadas como para aplanar la curva de distribución de densidad de potencia en el núcleo.



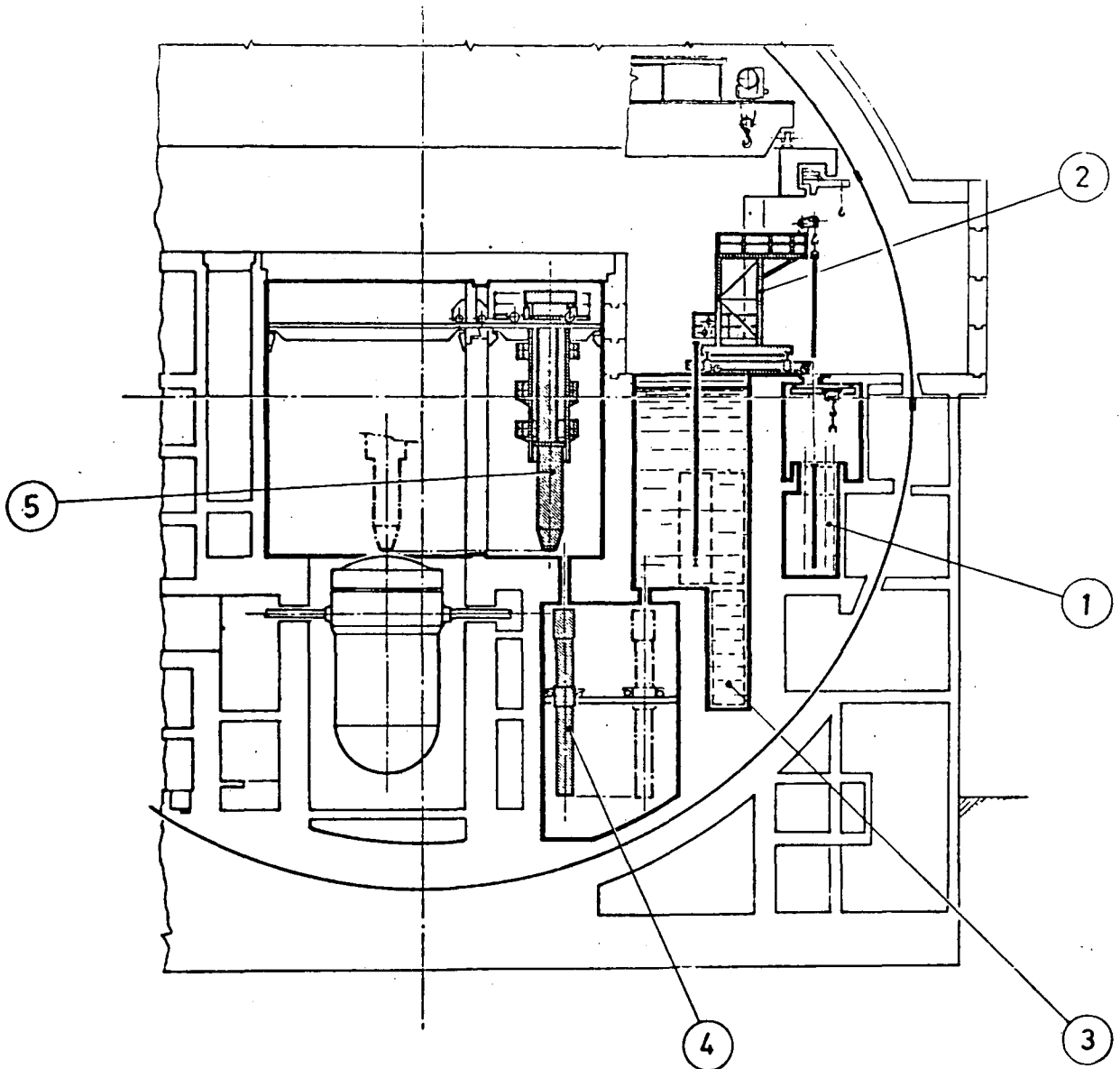
- 1 Recipiente de presión del reactor
- 2 Cabezal de cierre del recipiente del reactor
- 3 Tanque del moderador
- 4 Canal de refrigerante
- 5 Tubo guía de la barra de control
- 6 Cuerpo inferior de relleno
- 7 Cuerpo superior de relleno
- 8 Tubería de inyección de boro
- 9 Tornillo de cierre

- 10 Junta de obturación
- 11 Entrada del refrigerante
- 12 Salida del refrigerante
- 13 Tapa del recipiente del moderador
- 14 Entrada del moderador
- 15 Salida del moderador
- 16 Cañería del moderador
- 17 Cañería del moderador

Figura 5 - RECARGA DE COMBUSTIBLE

El sistema de recarga de combustible del ARGOS PHWR 380 está diseñado para que se pueda efectuar una recarga automática de combustible en el reactor aún cuando este se encuentre en operación a potencia total. Los elementos combustibles frescos se insertan en el vaso de transferencia, donde tiene lugar un cambio de fluido de H_2O a D_2O . La máquina de recambio toma el elemento combustible y lleva a cabo las operaciones de recambio y recarga en la parte superior del recipiente de presión del reactor. El elemento combustible quemado se lleva a la piletta de elementos combustibles quemados en la dirección opuesta. La capacidad de esta piletta se puede ajustar hasta alcanzar toda la vida útil de la central.

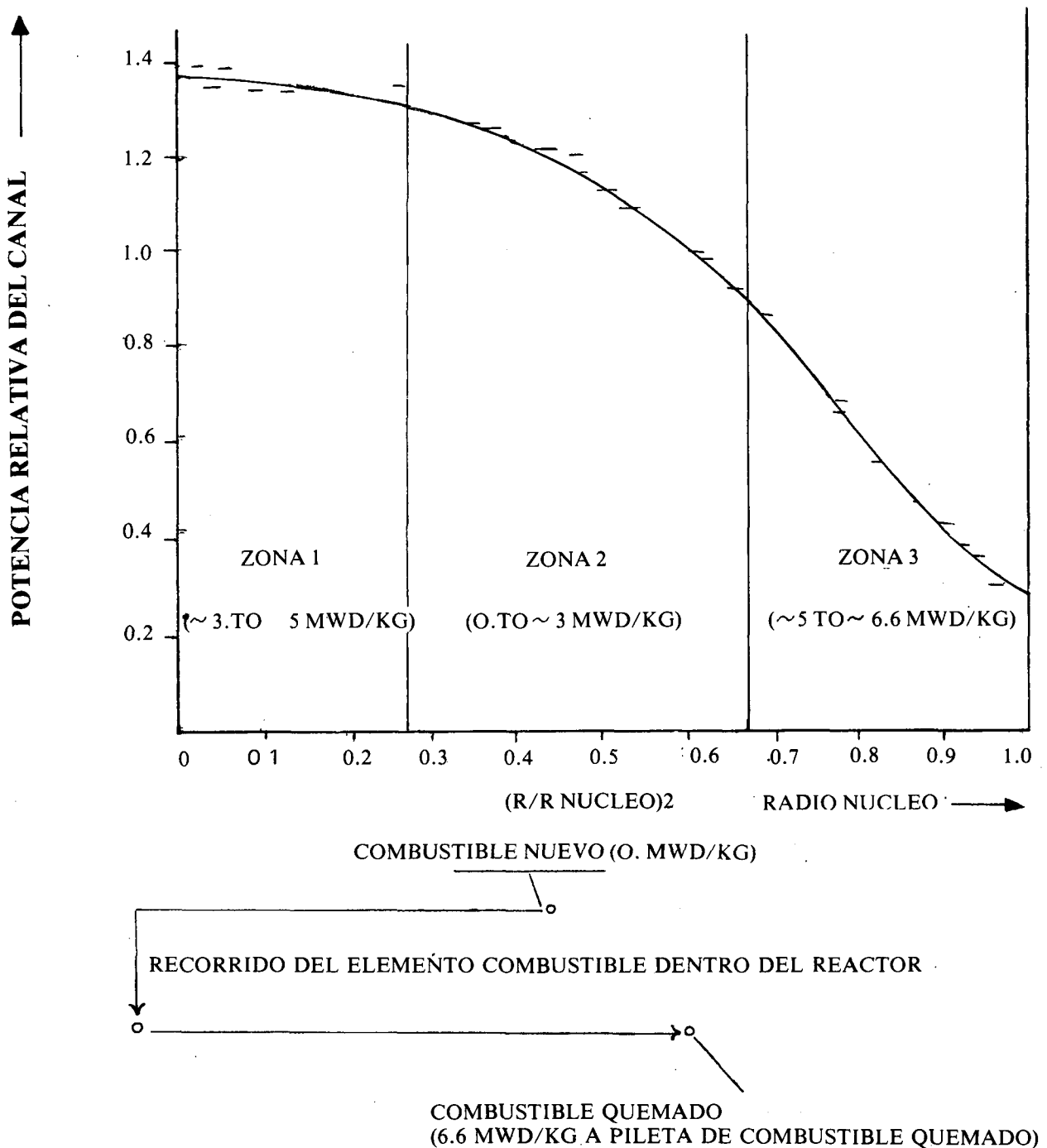
Un aspecto especial de este tipo de reactor es la posibilidad de insertar elementos combustibles irradiados de la misma manera que elementos combustibles frescos y también de insertar elementos especiales para producir cobalto-60 por irradiación.



- 1 Depósito de combustible nuevo
- 2 Puente de manipuleo
- 3 Piletta de combustible quemado
- 4 Recipiente de transferencia
- 5 Máquina de carga

Figura 6 - DISTRIBUCION DE POTENCIA RADIAL

Para asegurar una distribución de densidad de potencia plana, se aplica un esquema de recambio radial de 3 zonas-1 vía. Esto significa que el elemento combustible fresco se introduce en un canal ubicado en una posición intermedia. Desde allí, se traslada el elemento parcialmente quemado al centro del reactor y, finalmente, a la periferia de éste. De esta manera, se puede lograr un quemado promedio de descarga de 6600 MWd/MgU con combustible de uranio natural.



El ARGOS PHWR 380 es también un eficiente generador de subproductos. El sistema de transporte de combustible puede aprovecharse durante toda la operación del reactor a plena potencia para retirar elementos especialmente diseñados que contienen barras para la generación de cobalto 60 por irradiación. Puede lograrse una producción de $5,55 \cdot 10^{16}$ Bq ($1,5 \cdot 10^{16}$ Ci) de cobalto 60 por año, a plena potencia, sin empeñar por ello la disponibilidad de energía.

EL balance de planta

—Distribución de planta

Algunas características de la disposición de los edificios del ARGOS PHWR 380 son: los sistemas y componentes de seguridad están ubicados en edificios adecuados y protegidos contra todo evento externo relevante; el área controlada está claramente separada; los tendidos de cañerías y de cables tienen poca longitud; la construcción es de fácil acceso y fue diseñada para obtener un cronograma mínimo de construcción; el edificio de turbina ha sido pensado para evitar el riesgo que misiles de turbina hagan impacto sobre otros edificios; y las dos estructuras de toma de agua para los sistemas de refrigeración están físicamente separadas y protegidas contra eventos externos que permiten asegurarse un servicio seguro del sistema de enfriamiento de agua (véase la Figura 7).

— Edificio del reactor

El edificio del reactor (véase la Figura 8) consiste en dos estructuras esféricas concéntricas. Su propósito principal es contener materiales radioactivos que de otra manera, en hipotéticas situaciones accidentales, podrían ser liberados al medio ambiente. La esfera interna es metálica y ha sido diseñada para soportar la máxima presión que podría producirse a causa de cualquier pérdida de refrigerante o de moderador en un accidente concebible. La forma esférica fue seleccionada como óptima tomando en consideración parámetros de distribución de tensiones.

La esfera de acero está —por su parte— rodeada exteriormente por una estructura esférica de concreto. Se ha previsto que ésta actúe como una barrera de contención secunda-

ria y como blindaje contra la radiación. Asimismo, actúa como protección contra eventos externos que pudieran dañar la contención interna. El espacio entre las estructuras metálicas y de concreto conforma el espacio anular del reactor en cuya parte inferior se encuentran los sistemas auxiliares más importantes. De esta manera, estos sistemas se hallan cercanos al sistema primario y al propio reactor y, además, están bien protegidos contra eventos externos.

El edificio del reactor no solamente contiene el sistema nuclear del suministro de vapor, sino también el equipo de recarga de combustibles y una piletta de almacenamiento de combustible con capacidad para 12 años de operación. Esta capacidad puede incrementarse fácilmente a requerimiento del usuario, hasta cubrir toda la vida útil de la planta. En función de los niveles de radiación esperados durante la operación normal, los compartimientos incluidos dentro del edificio del reactor pueden clasificarse en dos grupos, los de equipos y los de servicios. Estos últimos son de libre acceso durante la operación normal de la planta.

— Edificio auxiliar del reactor

Otros sistemas que contienen material radioactivo han sido ubicados en el edificio auxiliar del reactor. Entre ellos se encuentran: el sistema de limpieza y de enriquecimiento del refrigerante primario y del moderador; el sistema de ventilación y todos los equipos necesarios para el manejo de residuos radioactivos líquidos y gaseosos. El edificio está dividido en área de D_2O y de H_2O , en un todo de acuerdo con los tipos de sistemas ubicados en el mismo. Las áreas relevantes del edificio auxiliar del reactor, así como el propio edificio del reactor, se consideran como "área controlada" desde el punto de vista de la protección radiológica.

— Otros edificios

Dado que los otros edificios forman así la llamada parte convencional, no poseen requerimientos adicionales de diseño, excepto las mencionadas en la descripción de la distribución de planta. No obstante, vale la pena mencionar que el edificio de maniobras —dada su impor-

tancia, desde el punto de vista de la seguridad, de los equipos que incluye— está protegido contra eventos externos e internamente dividido en tres módulos redundantes.

¿Cómo puede alimentarse el Argos PHWR 380?

Opciones eficientes de ciclos de combustible

El consumo de uranio natural de los HWRs es aproximadamente un 20% más bajo que el de los PWRs comunes con un ciclo de quemado alto. Sin embargo, existe también la posibilidad de optimizar aún más el consumo de combustible y, consecuentemente, de elevar el promedio de quemado de descarga, mediante la utilización de ciclos de combustibles avanzados.

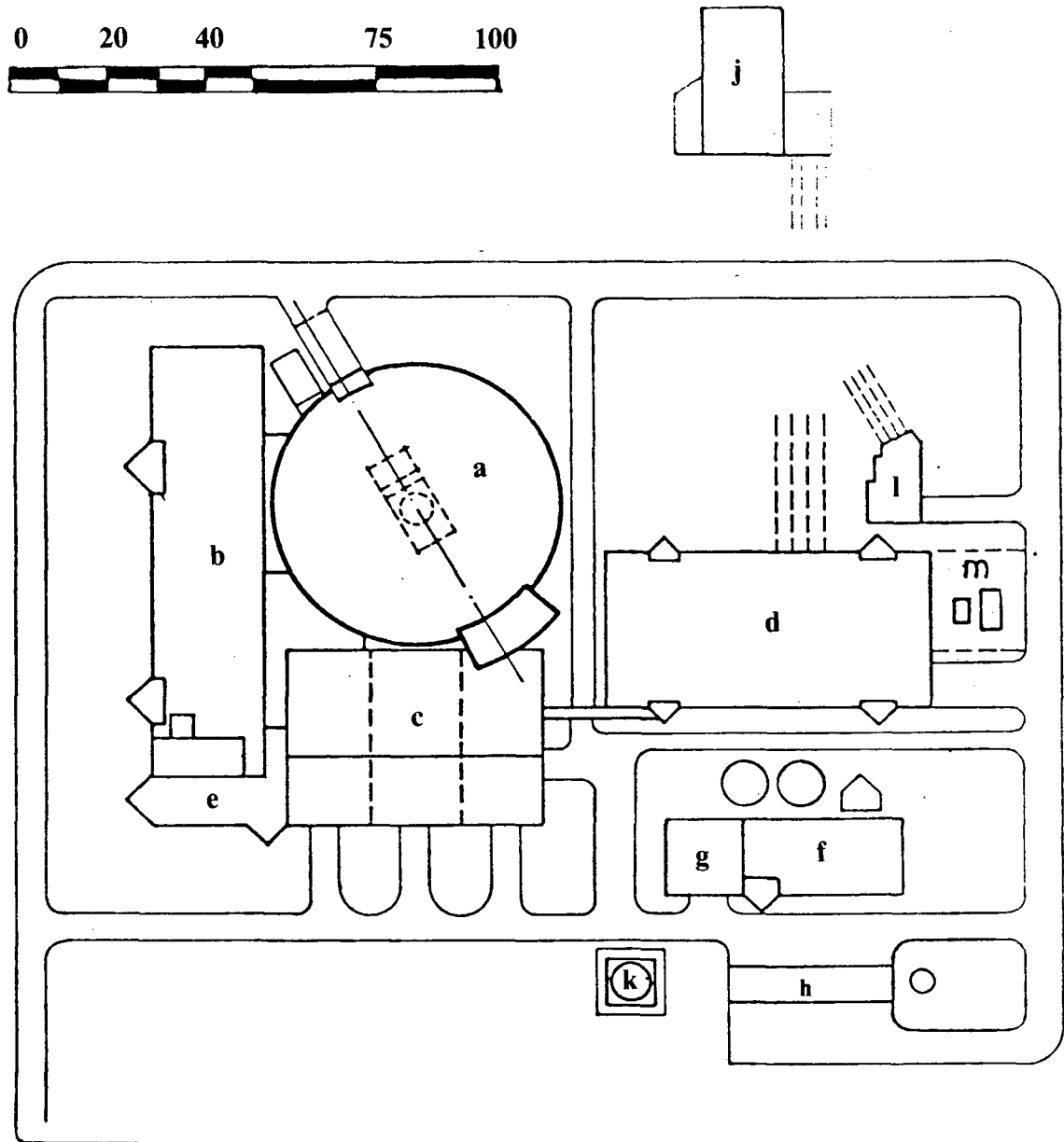
El ARGOS PHWR 380 está diseñado como para aceptar combustibles avanzados sin que esto implique cambios significativos de sus sistemas o componentes. Se han investigado varias alternativas con tal propósito (6). Dos alternativas importantes del ciclo de uranio natural puro son: la del ciclo de combustible optimizado con uranio levemente enriquecido (LEU) y la del ciclo de combustible con salpicado de plutonio (el así llamado "spiking" de plutonio).

— Ciclo de combustible con uranio natural

La utilización de D_2O como refrigerante y moderador permite lograr un equilibrio neutrónico, lo que —a su vez— permite utilizar uranio natural como combustible. La obtención de alto quemado de descarga en un ciclo de combustible con uranio natural requiere una adecuada selección de un esquema radial de recambio que sea compatible con el perfil radial de potencia. La utilización de combustible de uranio natural, con un consumo de 0,99 elementos combustibles por día a plena potencia (equivalente a un quemado de descarga de 6000 Mwd/MgU), es compatible con un ciclo de carga de 100-80-100% de energía ponderada. En la condición de equilibrio de quemado en el núcleo, el esquema de carga es 3 zonas-1camino; o sea, el elemento fresco se introduce en un canal en una posición radial intermedia. Desde allí, el combustible parcialmente quemado se transfiere al

Figura 7 - DISTRIBUCION DE PLANTA

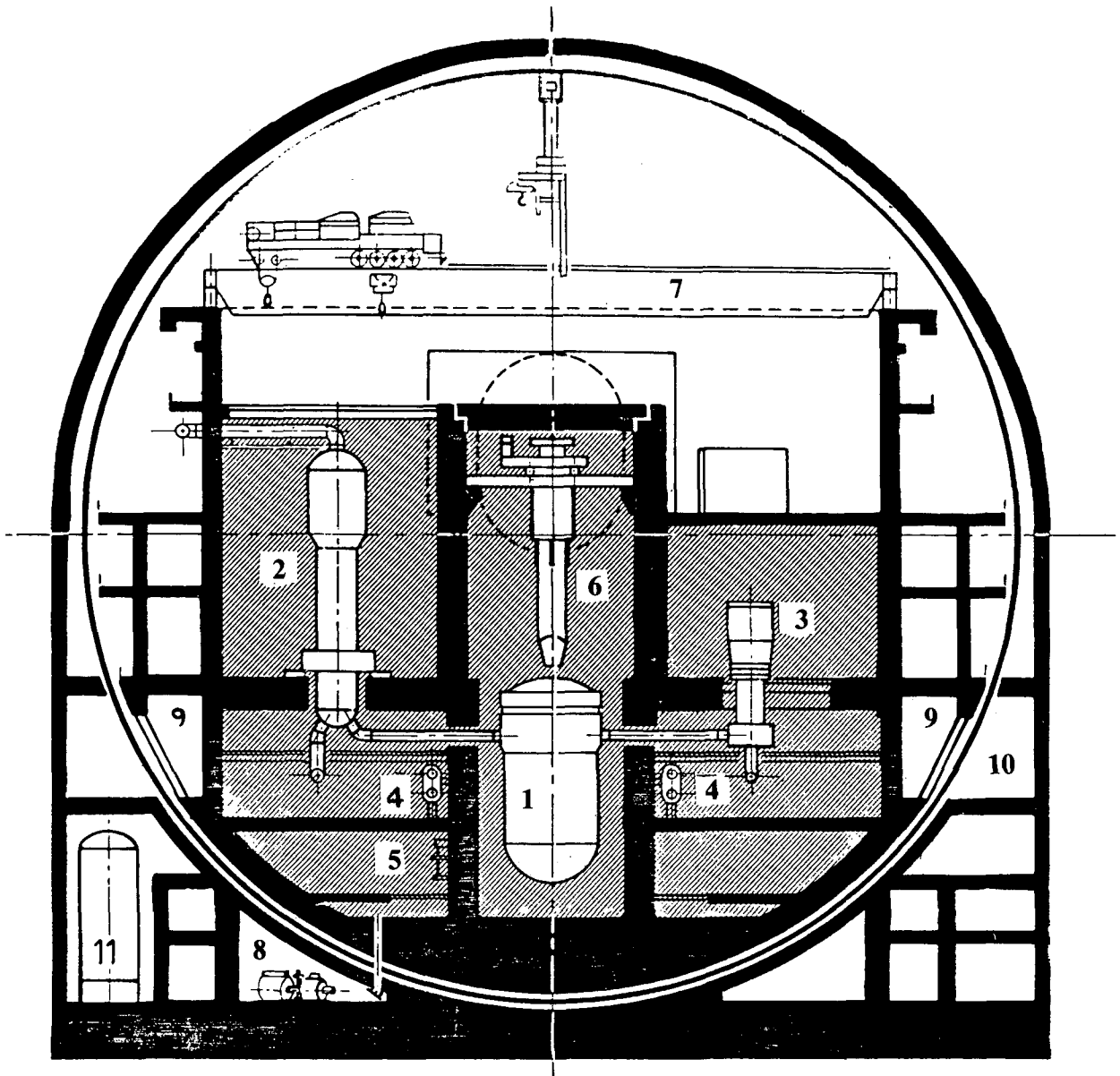
El balance de planta está diseñado como para asegurar economía en su construcción y operación. En la disposición del edificio se consideraron los siguientes aspectos: flujos de energía simples; tramos cortos de cañerías y cableados; buenos accesos para las tareas de construcción, montaje, operación y mantenimiento; adaptabilidad para futuras ampliaciones; y, una clara separación del área controlada con propósitos de protección radiológica.



- | | |
|--|--|
| a. Edificio del Reactor | g. Edificio Caldera Auxiliar y compresor de aire |
| b. Edificio Auxiliar del Reactor | h. Edificio Almacén de cilindros de gas |
| c. Edificio Maniobras y Alimentación de Emergencia | j. Estructura toma de agua de enfriamiento |
| d. Edificio Turbina | k. Depósito de fuel oil |
| e. Edificio de Administración | l. Piletta colectora para agua de refrigeración |
| f. Edificio Sistema de desmineralización | m. Playa de alta tensión |

Figura 8 - EDIFICIO DEL REACTOR

Una de las características más importantes del ARGOS PHWR 380 es su doble contenedor, que consiste en dos estructuras esféricas concéntricas: una esfera interior metálica y un edificio exterior de concreto que actúa como blindaje. El contenedor de acero optimizado encierra al sistema nuclear de suministro de vapor y está diseñado como para resistir la presión máxima derivada de un accidente de pérdida de refrigerante concebible. El edificio exterior actúa como un contenedor secundario y está diseñado como para proteger a la esfera de acero contra eventos externos relevantes.



RECINTOS DE EQUIPOS



RECINTOS DE OPERACION

1. RECIPIENTE DE PRESION DEL REACTOR
2. GENERADOR DE VAPOR
3. BOMBA DE REFRIGERANTE PRINCIPAL
4. REFRIGERADOR DEL MODERADOR
5. BOMBA DEL MODERADOR

6. MAQUINA DE CARGA
7. GRUA POLAR
8. BOMBA DE INYECCION DE SEGURIDAD
9. CONDUCTO DE CAÑERIAS
10. DISTRIBUCION DE CABLES
11. TANQUE ALMACENAMIENTO D₂O

centro del núcleo y finalmente a la periferia del reactor, desde donde se descargan los elementos combustibles con mayor quemado. Adoptando este esquema de transferencia radial y por aplanamiento de la curva de distribución radial de potencia, se puede obtener un quemado promedio de descarga de 6600 MWd/MgU en los casos con mínima reactividad de reserva (véase la Figura 6).

Ciclo de combustible con uranio levemente enriquecido

Un pequeño incremento en el contenido de U-235 del combustible del Argos PHWR 380, pasando de la concentración natural de 0,71% al 1,0% —transformando el núcleo en LEU—, permite reducir el consumo de uranio natural en un factor de 1,6. Se requiere solamente una cantidad de unidad de trabajo de separación relativamente pequeña para soportar este ciclo de combustible.

La experiencia en el uso de LEU en PHWRs ha demostrado que no se deben prever cambios en el diseño térmico del reactor ni en el del elemento combustible durante la transición del ciclo de uranio natural al de LEU sin reducción de potencia (7). La transición inversa —o sea de un núcleo con combustible levemente enriquecido homogéneamente distribuido a un ciclo de uranio natural— resulta también factible en cualquier momento.

Esta transición “fluida” del ciclo de uranio natural al del LEU, sin reducción en la potencia generada, es una consecuencia del diseño del elemento combustible del Argos PHWR 380. Este diseño implica el uso de combustible con columnas de uranio sin interrupción axial, lo que provoca la ausencia de picos de potencia en dicha dirección. El diseño en base al ciclo de uranio natural conduce también a un mayor aplanamiento de la curva de distribución de potencia radial.

La introducción de elementos de LEU produce un incremento de la potencia de canal superior al que se da cuando se utilizan elementos de uranio natural. Lo que requiere es un esquema de carga de combustible modificado —por el que se introduce combustible fresco en la periferia del reactor— y más operaciones de

transferencia durante la permanencia de los elementos combustibles en el núcleo.

El ciclo de combustible con reciclado de plutonio (Pu-“spiking”)

Otra forma de alcanzar un ciclo eficiente es mediante el uso de uranio natural mezclado con plutonio generado en el reactor. La operación del Argos PHWR 380 se generará aproximadamente 160 kilos de plutonio fisionable por año, lo que significa que casi duplicaría la producción de los reactores de agua liviana del mismo nivel de potencia. La utilización de este material fisionable puede duplicar el valor efectivo de las reservas de uranio natural.

Existen por lo menos dos métodos para reciclar el plutonio generado en el reactor: por distribución homogénea de plutonio sobre todos los elementos combustibles y por enriquecimiento con plutonio de algunos elementos combustibles (esta última opción es la comúnmente denominada Pu-“spiking”). La primera alternativa, aunque factible, no se recomienda dado el alto costo adicional que implica la fabricación de los elementos con plutonio, lo que puede desvirtuar las ventajas económicas que se obtendrían con el mayor quemado. La segunda alternativa ofrece una ventaja potencial, siempre que la cantidad de elementos combustibles enriquecidos con plutonio no exceda un límite razonable.

La inserción de los elementos enriquecidos con plutonio en el reactor produce el incremento en el quemado de descarga, no solamente en esos elementos sino también en los elementos de uranio natural vecinos —debido al gran aumento de la radioactividad producida por los elementos con plutonio—, y un incremento de la potencia térmica. en los canales en los que se ha insertado esos elementos. La cantidad máxima de plutonio que se incorporará a esos elementos será la que permitan los límites termohidráulicos y tecnológicos pertinentes. Los elementos enriquecidos con plutonio se introducen en la zona periférica del núcleo, en la que el margen termohidráulico es alto. En cuanto al incremento de quemado llega a alrededor de 6000 MWd/MgU, los

elementos se trasladan a las zonas internas del reactor. De allí, luego de algunas operaciones de transferencia radial, se retiran con un nivel de quemado de más de 25000 MWd/MgU. De esta manera, resulta posible conseguir un aplanamiento más radial de la curva de distribución de potencia que el que se obtiene en el caso del uranio natural, mientras que la curva de distribución axial permanece igual.

— Conclusiones sobre alternativas de ciclos de combustible y otras opciones

En la Tabla 2 se resumen los datos principales y los resultados de tres alternativas de ciclos de combustibles. La primera se refiere al ciclo de uranio natural y se emplea como caso de referencia. La segunda alternativa es la de un ciclo LEU de uranio enriquecido homogéneamente al 1%, mientras que la tercera está referida al ciclo con reciclado del plutonio en un 20% de los canales de refrigeración con un enriquecimiento promedio del material fisionable de un 2,1% utilizando plutonio generado en el propio reactor.

Conceptualmente, el diseño del Argos PHWR 380 ofrece otros medios por los que, potencialmente, puede optimizarse la utilización de combustible, tales como: (i) la reutilización de combustible (en barras o en elementos) irradiados en reactores de agua presurizada —la así llamada “solución tandem”— y, (ii) la introducción de torio mezclado con algunos materiales fisionables en algunos elementos combustibles —el así llamado “Th-spiking”.

¿Por qué el Argos PHWR 380 es más seguro?

Los criterios básicos de seguridad aplicados al diseño del Argos PHWR 380 son los siguientes:

- Debe asegurarse una operación normal dentro del marco del sistema de limitación de dosis recomendada internacionalmente (8) (9), el que ha sido implementado por la autoridad regulatoria argentina (10) (11), en particular, deben cumplirse con el requisito de optimización de la protección radiológica.
- Debe ajustarse —como condición

de seguridad necesaria aunque no suficiente— a normas, guías y recomendaciones de seguridad nuclear relevantes que se aplican en el ámbito internacional y, en particular, a las emitidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) (12).

- Debe cumplir con los exigentes requerimientos de seguridad nuclear argentinos, los que están basados en criterios probabilísticos cuantitativos de seguridad (13). En particular, debe —como condición necesaria de seguridad— cumplir con una línea límite de riesgo o curva criterio (véase la Figura 9) (14), siguiendo normas probabilísticas específicas referidas a análisis de fallas (véase la Tabla 3) (15). Por otra parte, a través de la evaluación probabilística de seguridad y de técnicas de decisión, debe asegurarse también que todos los riesgos incurridos por la población se mantengan tan bajos como sea razonablemente asequible y bien por debajo de la línea límite de riesgo. Además, debe cumplir con requisitos determinísticos que incluyen: el diseño del núcleo del reactor, los sistemas de remoción de calor residual, el confinamiento del circuito primario, el comportamiento del combustible, los sistemas de protección e instrumentación, los sistemas de parada, el sistema de contención, el suministro de energía y el aseguramiento de calidad.

- Debe reflejar las últimas lecciones aprendidas en el área de seguridad nuclear. En particular, la alimentación eléctrica a los sistemas de seguridad debe ser altamente confiable, debe asegurarse una detección sensible y temprana de pérdidas de refrigeración y de moderador, debe asegurarse la integridad del contenedor bajo cualquier circunstancia concebible, y deben mitigarse las consecuencias radiológicas de secuencias de accidentes severos, aún las de aquellas que conduzcan a una fusión del núcleo.

El cumplimiento de estos criterios, unidos a las ya bien conocidas ventajas intrínsecas de los HWRs en cuanto a seguridad nuclear, convierten al ARGOS PHWR 380 en una opción más segura, basada en la experiencia acumulada en la ingeniería y la industria nucleares.

Características de diseño de operación normal

Los criterios de diseño básico para la operación normal del ARGOS PHWR 380 se basan en el fiel cumplimiento del “sistema de limitación de dosis” recomendado por la ICPR (Comisión Internacional de Protección Radiológica) (8) y adoptada —entre otros— por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la Organización Mundial de la Salud (OMS), la Organización Internacional del Trabajo (OIT) y la Agencia de la Energía Nuclear de la OECD (9). La autoridad reguladora argentina ha implementado el sistema ICPR mediante la emisión de normas referidas a exposición ocupacional (10) y a limitación de descargas (11). El requerimiento del sistema para la optimización de la protección radiológica —que continúa aún implementándose en la industria nuclear— ha sido aplicado al diseño del ARGOS PHWR 380.

Las medidas de protección radiológica aplicadas a la operación normal del ARGOS PHWR 380 se optimizan para mantener las dosis a niveles tan bajos como sea razonablemente asequible (el principio ALARA). La optimización se consigue utilizando técnicas de decisión recomendadas en el ámbito internacional (tales como el análisis de costo-beneficio) (16). La optimización se lleva a cabo con la condición de que el diseño asegure —bajo cualquier circunstancia relevante— que la dosis anual incurrida por los individuos expuestos está debajo de los límites de dosis recomendados. Durante el proceso de diseño, se prefirió la protección por medios técnicos a la que puede lograrse por medio de procedimientos operacionales.

De todos modos, se han respetado los siguientes límites de diseño (Nota: léase “límites” y no “objetivos” o “metas”).

— En lo referido a exposiciones ocupacionales:

- El acceso a áreas en las que la tasa de dosis exceda los 0,5 mSv/h se debe evitar por medio de barreras físicas.
- Respecto a las áreas sin restricciones, la concentración de ra-

dionucleidos en aire debe mantenerse por debajo del 10% de la “Concentración Derivada en Aire” (DAC) (o sea, la concentración de material radioactivo en el aire que expondría al personal a los límites de dosis recomendados).

- Ningún individuo puede exponerse a concentraciones mayores del 10% de la DAC, mientras que en los ambientes en los que existe tal concentración se deben proveer dispositivos específicos de protección.
- Las tareas de mantenimiento e inspección en servicio son realizables con tasas de dosis que no superen los 0,5 mSv/h.
- Las tareas normales de separación son realizables con tasas de dosis que no superen los 3 mSv/h, mientras que las no habituales son realizables con tasas de dosis menores de 12 mSv/h.

— En lo referido a la exposición del público

- El diseño implica una limitación de la dosis anual en el grupo crítico de 0,3 mSv. La dosis colectiva comprendida no excede los 0,015 Sv-hombre por megawatt año de energía eléctrica generada.
- Las descargas de efluentes a la atmósfera pueden realizarse sólo a través de la chimenea. Se deben prever las medidas necesarias para que se efectúe un monitoreo constante de la descarga de efluentes radioactivos al medio ambiente, de acuerdo con las recomendaciones internacionales.

El hecho de mantenerse dentro de esas condiciones limitantes implica, en la práctica, que el ARGOS PHWR 380 incluye sistemas especiales de protección radiológica que no se encuentran comúnmente. Por ejemplo, el diseño incluye —entre otros— sistemas para la retención de carbono 14 y para monitoreo en línea de tritio en el ambiente.

Criterios de diseño para situaciones accidentales potenciales

Criterios probabilísticos de seguridad

Un rasgo típico del ARGOS PHWR 380 es que su diseño, desde el punto de vista de la seguridad, está basado

principalmente en criterios probabilísticos de seguridad (PSC), tal como lo requiere la autoridad regulatoria argentina (13). En la etapa de diseño, se llevaron a cabo análisis de seguridad probabilísticos (PSA) a priori y sus resultados se realimentaron al diseño del reactor teniendo en cuenta los datos a niveles de confiabilidad y los criterios de diseño más recientes. Dichos análisis no son puramente teóricos: están sustentados por la experiencia obtenida durante el diseño de la seguridad nuclear de la CNA II, que también se basó en los PSA (17). Más aún, los resultados de los PSA se constatan contra los PSC cuantitativos emitidos por la autoridad regulatoria argentina, los que —a su vez— se mantienen ajustados en línea con los más avanzados PSC a nivel internacional (18) (19).

Estos requerimientos se aplicaron como una condición comprensiva a priori para el diseño y no como una confirmación a posteriori de cumplimiento por el diseño.

El criterio límite establece que debe respetarse un confin-superior anual de riesgo de uno-en-un-millón para cualquier individuo que, hipotéticamente, incurriera en exposiciones accidentales de la central nuclear. Este criterio es consistente con la filosofía de la limitación de dosis para exposiciones que se asume que ocurrirán con certeza. Dado que estas exposiciones accidentales pueden provenir de varias secuencias accidentales y que es difícil asegurarse de que todas esas secuencias se hallen individualizadas, se identifican alrededor de diez secuencias y se les asigna a cada una un confin-superior anual de riesgo de uno-en-diez-millones. Considerando que cada secuencia puede provocar dosis diferentes, en el diseño del ARGOS PHWR 380 se ha utilizado una curva criterio o línea límite: ésta surge de una relación entre la probabilidad anual de ocurrencia de la secuencia y la dosis individual esperada, y cada uno de sus puntos representa un nivel constante de riesgo anual equivalente a uno-en-diez-millones. La curva de criterio puede apreciarse en la Figura 9 (14). El diseño del ARGOS PHWR 380 cumple también con las normas aplicables en lo que se refiere a análisis de fallas para los PSA (15) (véase la Tabla 3). También el diseño de la

CNA II cumplió con este criterio limitante (17).

Sin embargo, el hecho de que el ARGOS PHWR 380 cumple con estos PSC a nivel individual, resulta una condición necesaria pero no suficiente para la seguridad del diseño. Ni siquiera esta metodología avanzada de limitación de riesgo individual fue considerada como condición suficiente para asegurar un diseño "seguro" desde el punto de vista probabilístico. De hecho, asegurar que ningún individuo particular incurrirá en una probabilidad de daño indebidamente alta a causa de una exposición potencial a las radiaciones no es suficiente como para asegurar que las medidas de seguridad son apropiadas. Se puede requerir mejorarlas, teniendo en cuenta, por ejemplo, que un número de individuos que incurra una probabilidad aceptablemente baja de daño puede generar una "esperanza" (matemática) de daño inaceptablemente alta.

El diseño del ARGOS PHWR 380, sin embargo, refleja el hecho que, para exposiciones con muy baja probabilidad de ocurrencia, el uso del concepto de "esperanza" para reducir los riesgos por debajo de los límites no es inmediato (20). El problema de comparar dos o más opciones de ingeniería, entonces, se reduce al problema de comparar diferentes distribuciones (matemáticas) de los riesgos individuales. Existe además el problema adicional de cómo incluir, en el proceso de comparación, magnitudes o preferencias que puede no ser traducibles en unidades conmensurables. Tales preferencias, que pueden ser explícitamente consideradas en el proceso de diseño del ARGOS PHWR 380, pueden incluir: el grado de aversión al riesgo para accidentes con graves consecuencias, costos sociales derivados de las restricciones e inconvenientes, y el grado de importancia relativa de las distintas manifestaciones posibles de los efectos sanitarios de la radiación. El problema de comparar estas magnitudes, que no son directa ni linealmente comparables, puede resolverse en el proceso para optimizar el diseño del ARGOS PHWR 380 mediante funciones utilidad y teoría de decisión (21).

El resultado de este proceso es un diseño del ARGOS PHWR 380 que puede ser considerado tan-seguro-

como-sea-razonablemente-asequible. Nuevamente, este proceso es mucho más que un ejercicio teórico: por ejemplo, el ARGOS PHWR 380 podría haber sido diseñado con dos circuitos del moderador y habría verificado con la curva criterio del PSC relacionados con el individuo; sin embargo, se ha agregado un tercer circuito como resultado de un análisis de optimización de la seguridad utilizando una técnica de toma de decisiones. De todos modos, el proceso de optimización sólo llegará a término cuando se dispone del espectro completo de información relacionada con el emplazamiento.

Criterios determinísticos de seguridad

El ARGOS PHWR 380 también verifica con todos los criterios determinísticos suplementarios a los requerimientos probabilísticos descriptos más arriba, a saber:

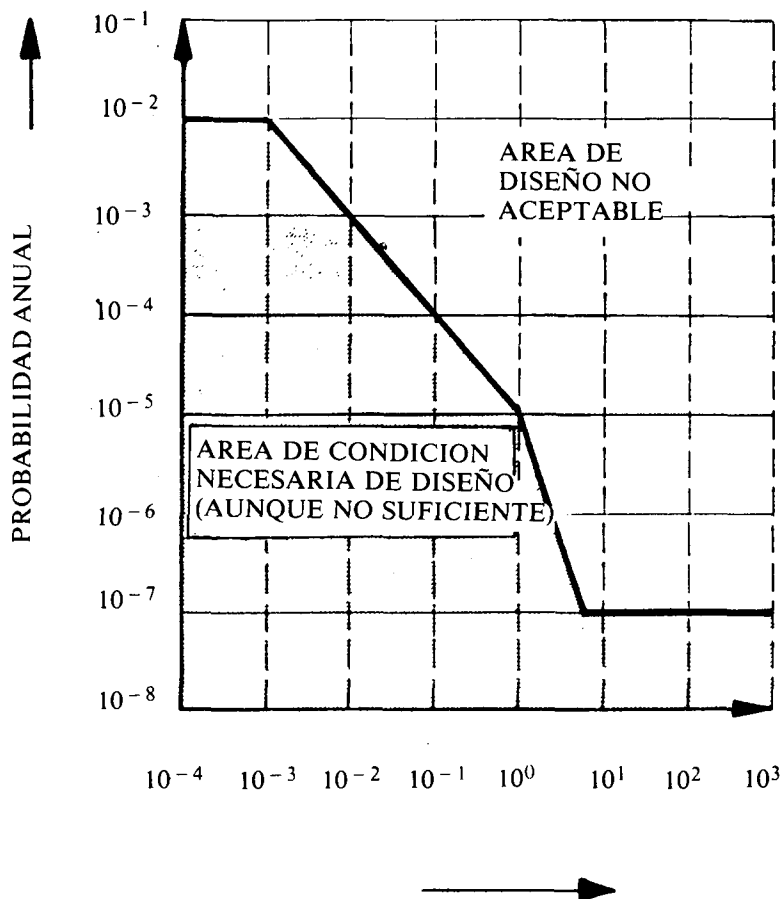
- Cumplimiento con los requerimientos determinísticos de la autoridad argentina.

Estos requerimientos cubren los siguientes aspectos principales: criterio de seguridad en el diseño (22) (minimizando las consecuencias de cualquier falla-eventual); diseño del núcleo del reactor (23) (asegurando una operación segura durante toda la vida útil del reactor); sistema de extracción de calor residual (24) (asegurando que los elementos combustibles no sufran ningún daño); confin del circuito primario presurizado (25) (preservando la integridad bajo cualquier condición de operación normal, de prueba o con falla); comportamiento del combustible en el reactor (26) (minimizando las posibilidades de liberación de actividad); sistema de protección e instrumentación a nivel seguridad (27) (considerando todas las situaciones posibles bajo condición de operación normal o con falla); sistema de parada del reactor (28) (asegurando una parada adecuada en cualquier condición imaginable); sistema del contenedor (29) (asegurando una función adecuada de confinamiento de la actividad); suministro eléctrico esencial (30) (asegurando la alimentación eléctrica para los sistemas de protección y de instrumentación relacionados con la seguridad); y, un sistema de garantía de calidad (31)

Figura 9 - CURVA CRITERIO LIMITANTE

El análisis probabilístico de seguridad llevado a cabo para el ARGOS PHWR 380 demuestra que se cumple con la curva criterio aquí ilustrada; esta es una condición necesaria aunque no suficiente para el licenciamiento de centrales nucleares en la Argentina. El criterio limitante de la autoridad regulatoria es que —para cualquier individuo que pudiera estar hipotéticamente sujeto a exposiciones accidentales— se debe respetar un límite de riesgo anual de uno en un millón. Dado que las exposiciones accidentales pueden ser el resultado de varias secuencias accidentales, se debe respetar un confin superior de riesgo de uno en diez millones para alrededor de 10 secuencias relevantes preseleccionadas. Considerando que cada secuencia puede resultar en dosis diferentes, se aplica la curva criterio o línea límite aquí ilustrada.

La lógica detrás de esta curva criterio es la siguiente: para el rango de dosis dentro del cual sólo se pueden escurrir efectos estocásticos de la radiación, la curva criterio debe mostrar una pendiente constante y negativa de 45° en un plano de ejes coordinados —logaritmo de la probabilidad anual vs logaritmo de la dosis individual. Esto aseguraría que el riesgo, es decir, la probabilidad anual de incurrir la dosis multiplicada por la probabilidad de incurrir efectos deletéreos serios dada la dosis (esta última del orden del 10^{-2} per sievert), se mantenga constante. Uno de los puntos coordinados en esta parte de la curva sería obviamente el siguiente: probabilidad anual = 10^{-5} ; dosis individual = 1 Sv, porque el producto $10^{-5} \text{ año}^{-1} \times 1 \text{ Sv } 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ resulta en un riesgo anual de 10^{-7} , que es el confin superior de riesgo para cualquier escenario resultante de los eventos iniciantes postulados. En el rango de dosis dentro del cual pueden ocurrir efectos de radiación no estocásticos (es decir, para dosis individuales mayores que aproximadamente 1 Sv) la pendiente de la curva debería incrementarse de manera que se tengan en cuenta los riesgos más altos de muerte a estos niveles de dosis. Para dosis mayores que aproximadamente 6 Sv, la probabilidad de muerte se aproxima a la unidad. Desde este nivel hacia dosis más altas, la curva criterio debe permanecer constante a una probabilidad anual de 10^{-7} (porque el individuo expuesto moriría inevitablemente independientemente del nivel de dosis). Entre los puntos coordinados definidos por probabilidad anual = 10^{-5} ; dosis individual = 1 Sv y probabilidad anual = 10^{-7} ; dosis individual = 6 Sv, la curva criterio debería mostrar una forma inversa a la de la relación dosis-respuesta, la que —a ese rango— se aproxima a la forma de la letra “ese”; sin embargo, para simplificar, la autoridad regulatoria ha decidido aproximar estos dos puntos con una relación lineal. Finalmente, la curva criterio está truncada a una probabilidad anual del 10^{-2} debido a que la ocurrencia de incidentes que tengan una probabilidad anual más alta (independientemente de la dosis) es inaceptable para la autoridad regulatoria.



(que asegura la adecuada calidad de los sistemas de seguridad de la central).

- Cumplimiento de normas, guías y recomendaciones internacionales de seguridad nuclear.

El ARGOS PHWR 380 cumple —como una condición necesaria pero no suficiente para un diseño seguro— con todos los códigos, normas, guías y recomendaciones de seguridad nuclear emitidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica y, en especial, con los del programa NUSS (12). ENACE está preparada para garantizar contractualmente la aplicación de estas regulaciones.

- Cumplimiento con otros criterios determinísticos basados en la experiencia práctica y en el juicio ingenieril del momento

Obviamente, el ARGOS PHWR 380 cumple con otros criterios convencionales de seguridad elaborados para asegurar la detención segura del reactor y el mantenimiento de la subcriticidad a largo plazo, así como la extracción confiable del calor residual, limitando la emisión de materiales radiactivos al medio ambiente.

En el diseño del ARGOS PHWR 380 se prestó especial énfasis al cumplimiento, en la forma más confiable posible, de estos objetivos básicos, mediante las siguientes medidas, entre otras:

a) Medidas de protección pasivas

Para controlar la liberación de material radioactivo, se dispone de varias barreras pasivas: la matriz de combustibles; la vaina de la barra de combustibles; el confinamiento del circuito de alta presión, sellado y cerrado; el contenedor esférico de acero resistente a la presión; el contenedor secundario de hormigón y el espacio anular entre la esfera metálica y la de hormigón ventilado por medio de un sistema dedicado. Pero aún para el caso en que se provoque la fusión del núcleo, como resultado de una secuencia accidental, se provee un sistema de venteo especial del edificio del reactor que permite la liberación controlada del material radioactivo a través de un sistema de filtrado pasivo (ver próxima sección). Se evita así el incremento de la presión dentro del contene-

dor esférico más allá de su presión de diseño y, por lo tanto, se previene su eventual falla.

b) Medidas de protección activas

El diseño fue realizado considerando un amplio espectro de accidentes e incidentes. Para mantener la central en una situación controlada bajo estas condiciones accidentales, los sistemas activos de ingeniería son puestos en acción automáticamente y controlados por el sistema de protección del reactor. Estos últimos fueron diseñados de forma que tengan alta confiabilidad, lo cual se logra por medio de un diseño conservativo y cuidadoso, con garantías y control de calidad, con inspección y prueba en servicio, y con características operativas inherentemente seguras.

Los sistemas de seguridad activos se proveen en una manera diversa y cada sistema diverso tiene tres ramas redundantes. Cada una de estas tres líneas ha sido diseñada para enfrentar las secuencias accidentales postuladas. Este principio se respeta también en la separación física de los subsistemas, lo que evita fallas consecuentes.

c) Concepto de protección en profundidad

Además de la instrumentación y control requeridos para la operación normal se provee un sistema de limitaciones de condiciones que actúa entre el control normal realimentación y el sistema de protección del reactor, permitiendo mantener a las variables de la central dentro de rangos específicos.

El sistema de protección del reactor dispara y controla las medidas activas de protección. Este es un sistema dinámico, autocontrolado, con tres canales independientes. Reflejando el estado actual del desarrollo tecnológico, el sistema de protección del reactor detecta cualquier desviación peligrosa de los parámetros y activa todas las contramedidas necesarias automáticamente. Ninguna acción manual es requerida durante los treinta minutos después de un incidente. Esto provee una protección adicional contra acciones indebidas del operador (errores humanos).

Características especiales de seguridad

Finalmente, como un esfuerzo adicional hacia la seguridad nuclear, el diseño ARGOS PHWR 380 ofrece aspectos únicos de seguridad, tales como:

- Sumidero de calor de alta presión

El reactor tiene una característica de seguridad única: su sistema moderador puede utilizarse para extraer calor operando en alta presión. Bajo condiciones de parada normal, el calor residual puede extraerse vía los generadores de vapor —como el PHWRs—, manteniendo la recirculación del refrigerante, ya sea mediante la operación de las bombas principales de refrigeración o por convección natural simple. Y el ARGOS PHWR 380 incluye la posibilidad adicional de usar el sistema moderador como un sumidero de calor en alta presión. Para este modo de operación, el fluido moderador se bombea desde la base del tanque del moderador, se refrigera en los refrigeradores del moderador y se inyecta dentro del sistema de refrigeración principal. En la condición de refrigeración del núcleo en emergencia, el sistema del moderador también sirve como un sistema de inyección en alta presión.

El sistema de remoción de calor residual en alta presión (RHR) está diseñado para temperaturas y presiones altas. En todo incidente concebible, el sistema puede mantener al reactor en condición caliente después de la parada, tanto como se requiera o —si fuera conveniente— enfriar el reactor siguiendo un gradiente de temperatura predeterminado. Todas las ramas de la cadena RHR son redundantes por triplicado y están separadas físicamente.

- Energía auxiliar y de emergencia

Una confirmación del PSA del ARGOS PHWR 380 es que el suministro de energía está en el camino crítico del riesgo. De acuerdo con esto, el suministro de energía auxiliar ha sido diseñado como para asegurar niveles de confiabilidad adecuados y un alto grado de protección contra las interrupciones. El sistema está dividido en dos sistemas independientes, redundantes y diversos, los cuales están ubicados en

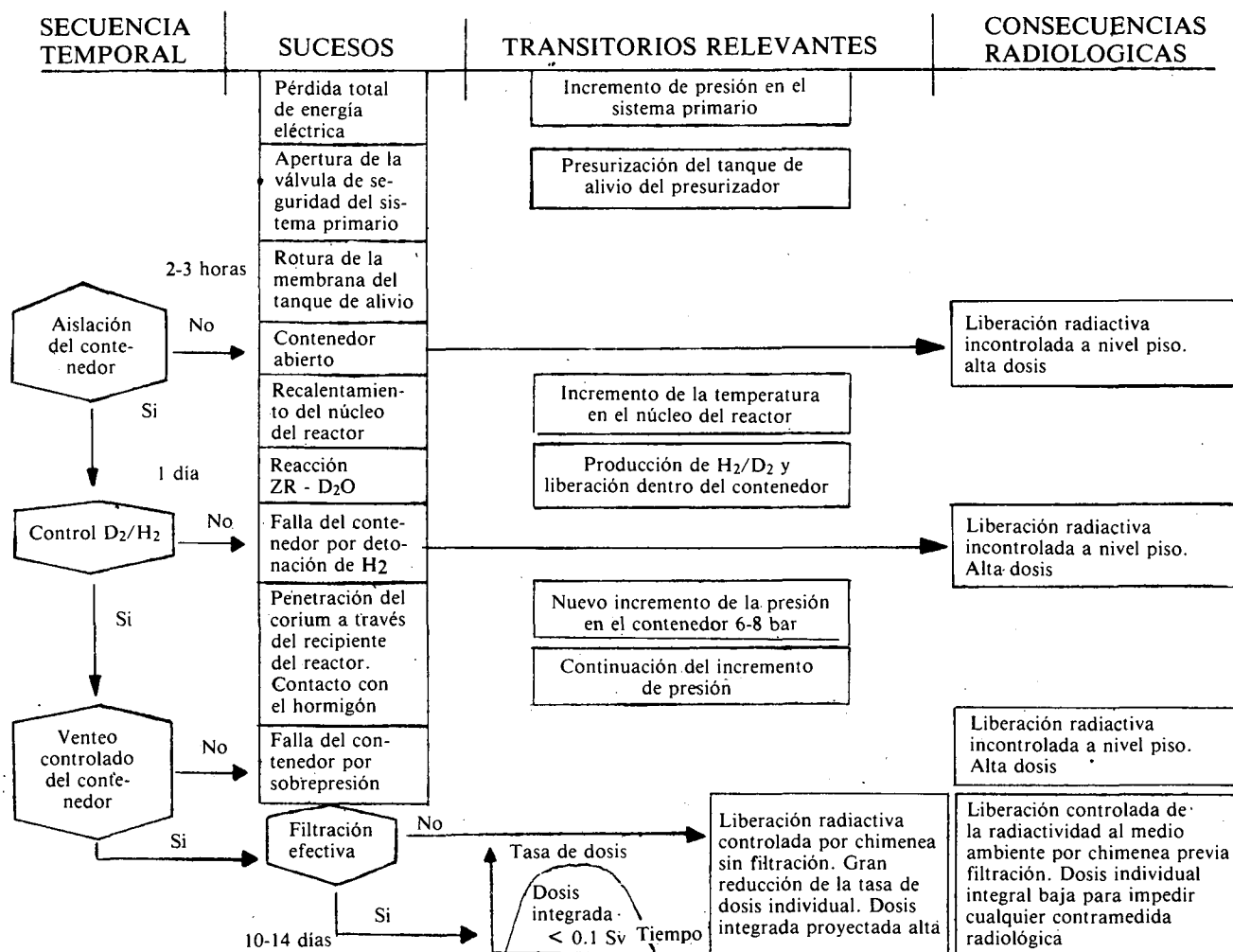
Figura 10 - EJEMPLO DE LA OPERACION DEL VENTEO DE LA CONTENCIÓN

La función que se intenta para la contención venteadada del ARGOS PHWR 380 puede ejemplificarse por medio de un escenario accidental postulado, el así llamado "caso de energía de emergencia", en el cual el suministro de energía de emergencia altamente confiable se hallaría no disponible y no recuperable. En tal caso, después de la parada del reactor, la temperatura del refrigerante del reactor se incrementaría como resultado del calentamiento residual en el núcleo. La presión del sistema primario alcanzaría un nivel tal que accionaría a la válvula de seguridad. Vapor refrigerante primero fluiría entonces hacia el tanque de alivio del presurizador, donde la presión llevaría eventualmente a la deflagración de un disco de ruptura. El vapor radiactivo se dispersaría entonces dentro del contenedor, donde quedaría retenido. El diseño de este confinamiento extremadamente importante incluye provisiones para la aislación confiable y suficiente de caños y ductos que penetran la esfera de acero, mediante válvulas redundantes. De otra forma, se produciría un escape inmediato de material radiactivo al espacio anular del edificio del reactor, seguido por un escape incontrolado al medio ambiente y de subsiguientes contaminación del ambiente y exposición del público inaceptablemente altas.

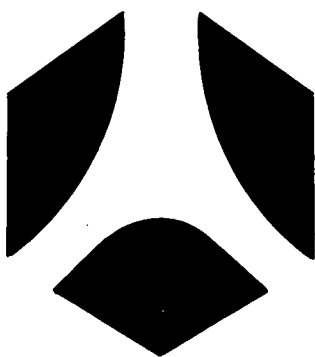
A partir del aislamiento del contenedor, el que puede asegurarse ya sea manual o automáticamente, todas las consecuencias quedarían limitadas dentro del ambiente del contenedor. El núcleo se secaría y, eventualmente, se fundiría. Las vainas de las barras combustibles se destruirían y la temperatura del combustible se incrementaría hasta producir una reacción entre agua y circonio. Hidrógeno, junto con productos de fisión, se dispersaría dentro del contenedor. Allí, entra en acción otro importante sistema del contenedor: el que produce la ignición temprana del hidrógeno por catálisis apropiada operada sin energía auxiliar. Este efecto asegura la integridad del contenedor, evitando una deflagración del hidrógeno que podría involucrar una rotura de la esfera de acero.

Siguiendo con este escenario catastrófico y aún en ausencia de suministro de energía eléctrica, se asume que el núcleo fundido penetrará la base del recipiente de presión del reactor y se pondrá en contacto con el piso de la bóveda del reactor. Allí podría entonces ocurrir una reacción exotérmica entre el material del núcleo fundido y el concreto de la bóveda. La energía liberada incrementaría la presión dentro del contenedor significativamente (esa presión ya sería de algunos bars, debido a la rotura del confinamiento del sistema primario).

Uno de los aspectos más significativos del ARGOS PHWR 380 se hace ahora efectivo. La presión de diseño del contenedor —de alrededor de 5 bars— se alcanza sólo luego de 10-14 días, cuando todos los productos de fisión de corta vida ya han decaído y la mayor parte del material radiactivo se habrá depositado. Esto ocurre debido a la relación extremadamente favorable entre el gran volumen del contenedor y el comparativamente pequeño contenido energético del sistema primario. Sin ninguna contramedida en esta etapa, la presión se incrementaría dentro del contenedor hasta la ruptura de éste, lo cual ocurriría aproximadamente veinte días después de la iniciación de este escenario hipotético. En tal caso, las consecuencias serían extremadamente modestas comparadas con las del accidente de Chernobyl, donde esta función de contención no existía; sin embargo, la ruptura del contenedor llevaría a un escape incontrolado de los materiales radiactivos que todavía permanecen en el ambiente del contenedor. Por este motivo, el diseño del ARGOS PHWR 380 incorpora al venteo, para permitir el escape de gases y aerosoles desde el contenedor hacia el medio ambiente a través de un sistema de filtrado, aliviando la presión y, por lo tanto, evitando la falla del contenedor. La eficiencia del sistema de filtrado asegura que las dosis proyectadas resultantes incurridas por el individuo más expuesto no excederán, bajo ninguna circunstancia, 0,1 Sv.



THOMSON - CSF



**Representada en la Argentina por
THOMSON ELECTRONICA PROFESIONAL S.A.**

Maipú 986 - Piso 3 - 1006 Buenos Aires
T.E. 312-2421 / 313-0229/0263/0353/0327
TX. 25413 THEP AR

secciones separadas del edificio de maniobra.

El sistema de suministro de la energía de emergencia está dividido en tres sistemas redundantes, físicamente separados. Cada uno de estos sistemas comprende: un motor generador Diesel, una barra de corriente alterna ininterrumpible, un suministro de corriente continua con batería, rectificadores y convertidores. El diseño también contempla

- Detección de pérdidas

Una de las ventajas más importantes en el diseño del ARGOS PHWR 380 es la referida a la posibilidad de detección y localización temprana de pérdidas en el sistema refrigerante primario y moderador, y éste es posible mediante la detección del tritio, uno de los métodos más sensibles para este propósito y que solamente puede ser instrumentado efectivamente en los reactores de este tipo. Consecuentemente, aún las pérdidas más pequeñas pueden detectarse antes de que puedan amenazar la integridad del sistema primario.

- Venteo del contenedor

Una de las últimas lecciones aprendidas en el campo de la seguridad nuclear es sin lugar a dudas la necesidad de poder asegurar el confinamiento de los materiales radioactivos, aún en los casos de eventuales accidentes severos, que involucren de alguna forma la fusión del núcleo. Para ese propósito el ARGOS PHWR 380 ha sido suficientemente equipado con un sistema de venteo, cuyo principal objetivo es prevenir la ruptura del contenedor de acero y el consecuente escape incontrolado de materiales radioactivos hacia el medio ambiente. Si la presión se llegara a incrementar de alguna forma inesperada dentro del contenedor, el sistema de venteo está diseñado para estabilizar la presión exactamente a un valor seguro a través de la regulación del escape de los gases y vapor de gran exceso en la atmósfera (véase figura 10).

En efecto la OIEA ha recomendado que para algún tipo de emergencias radiológicas "el nivel de dosis proyectada que puede ser recibido en el corto plazo y debajo del cual las medidas de evacuación son raramente justificables, sería de alrededor de un orden de magnitud más

grande que los propios límites de dosis anuales para miembros del público" (32).

Dado que el límite aplicable para relaciones únicas es de 5 mSv, tal dosis de corto plazo debería estar en el orden de 50 mSv. Por lo que se desprende que: una tasa de dosis integrada en el largo plazo del orden de 0,1 Sv no debería ni siquiera bajo circunstancias especiales provocar de alguna manera contramedidas radiológicas. Este criterio es consistente con los desarrollos recientes dentro del campo de la optimización en lo referente a protección radiológica en relación con medidas de emergencia (33).

POR LO TANTO...

El ARGOS PHWR 380 es una opción recomendable para quebrar el actual estancamiento mundial de los programas nucleares de potencia. Esto es así porque:

- como reactor de potencia mediana, puede traer aparejado un impacto financiero más bajo, una mejor promoción de la industria local, costos indirectos más bajos, una adaptación más simple a las redes de distribución eléctrica y —posiblemente— una aceptación pública más fácil;
- su diseño se adecua como para asegurar economía de instalación y en su operación, reflejando la experiencia mundial obtenida por sus parientes, los PWRs;
- puede generar eficientemente subproductos sin dañar la disponibilidad energética;
- puede utilizar no sólo el ciclo de combustible independiente de uranio natural, sino que también puede ser alimentado con elementos combustibles optimizados de bajo enriquecimiento de uranio y aún con el plutonio que él mismo genera; y por último —aunque no menos importante—;
- ofrece los bien conocidos y sobresalientes aspectos de seguridad de los reactores de agua pesada y, más aún, su diseño ha sido mejorado siguiendo los últimos desarrollos...

... todo esto no se hizo comenzando de cero, sino utilizando toda la experiencia acumulada de una industria económica y extremadamente segura.

Referencias

- (1) Der Mehrzweckforschungreaktor, Atomkernenergie, Kerntechnik, Vol. 46; (June 1985).
- (2) PODER EJECUTIVO NACIONAL DE LA REPUBLICA ARGENTINA, Decreto N° 423/86; (21 de marzo de 1986).
- (3) Herzog, G. and Sauerwald, K.; "La central Nuclear de Atucha"; Atom und Strom; Año 15, N° 4 (April 1969).
- (4) "ATUCHA II, Building a 745 MWe pressure-vessel PHWR in the Argentine", Nuclear Engineering International; Vol. 27, N° 9 (September 1982).
- (5) SMALL AND MEDIUM POWER REACTORS: PROJECT INITIATION STUDY, Phase I; Report prepared by the International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency; IAEA-TEC DOC-347; IAEA; Vienna; (1985).
- (6) Frischengruber, K. and Dusc, F., in IAEA Technical Committee on Advanced Light and Heavy Water Reactor Technology Development; Potential and Advanced Fuel Cycles in KWU Type PHWRs; IAEA; Vienna; (1985).
- (7) International Nuclear Fuel Cycle Evaluation; Working Group on Advanced Reactor Systems and Fuel Cycle Concepts, INFCE/PC/2/8; IAEA; Vienna; (1980).
- (8) International Commission on Radiological Protection; "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection"; ICRP Publication N° 26; Oxford; Pergamon Press; (1977); Annals of the ICRP, Vol. 1, N° 3; (1977).
- (9) International Atomic Energy Agency; "Basic Safety Standards for Radiation Protection"; IAEA Safety Series 9; Vienna, Austria; (1982).
- (10) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina.

Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Exposición ocupacional"; CNEA; Buenos Aires; Norma CALIN N° 3.1.1.

(11) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Limitación de efluentes radioactivos"; CNEA; Buenos Aires; (1979); Norma CALIN N° 3.1.2.

(12) International Atomic Energy Agency; Nuclear Safety Standards for Nuclear Power Plants; IAEA Safety Series N° 50; IAEA; Vienna.

(13) González, Abel J.; "The Regulatory Use of Probabilistic Safety Analysis in Argentina"; Proceedings of the International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety; Chicago, USA; NUREG/CP - 0027; (1982).

(14) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Criterios radiológicos relativos a accidentes"; CNEA; Buenos Aires; (1979); **2 p Norma CALIN N° 1.3.1.**

(15) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Análisis de fallas para la evaluación de riesgos"; CNEA; Buenos Aires; (1980); **1 p Norma CALIN N° 3.2.2.**

(16) International Commission on Radiological Protection; "Cost Benefit Analysis in the Optimization of Radiation Protection"; in Annals of ICRP, Publication 37; Volume 10 N° 2/3; (1983).

(17) Fabian, H. and Frischengruber, K.; Safety concept and evaluation for the pressurized heavy water reactor ATUCHA II; Atomenergie, Kerntechnik, Vol. 46.

(18) International Atomic Energy Agency, "Status, Experience and Future Prospects for the Development of Probabilistic Safety Criteria"; Report of the Technical Com-

mittee Meeting; IAEA; TEC DOC (in preparation).

(19) International Atomic Energy Agency; "The application of radiation protection principles to sources of potential exposure; towards an unified approach to radiation safety", IAEA Consulative Document (in preparation).

(20) Beninson, D. and Lindell, B.; "Critical views on the applications of some methods for evaluating accident probabilities and consequences"; International Conference on Current Nuclear Power Safety Uses; proceeding series, STI/PUB/566, Vol. 2; pgs. 325-341; Stockholm; 20th-24th October, 1980.

(21) Beninson D.; "Optimization of radiation protection as a special case of decision theory" (IAEA-SM-285/38). Proceedings of the International Symposium on the Optimization of Radiation Protection; Vienna (March 1985).

(22) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Criterios generales de seguridad en el diseño"; CNEA; Buenos Aires; (1980); Norma CALIN N° 3.2.1.

(23) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Núcleo del reactor"; CNEA; Buenos Aires; (1979); Norma CALIN N° 3.3.1.

(24) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Sistemas de remoción de calor"; CNEA; Buenos Aires; (1979); Norma CALIN N° 3.3.2.

(25) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Circuito primario de presión"; CNEA; Buenos Aires; (1980); Norma CALIN N° 3.3.3.

(26) Comisión Nacional de Energía

Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Comportamiento del combustible en el reactor"; CNEA; Buenos Aires; (1980); Norma CALIN N° 3.3.4.

(27) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Sistema de protección e instrumentación relacionada con la seguridad"; CNEA; Buenos Aires; (1980); Norma CALIN N° 3.4.1.

(28) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Sistemas de extinción"; CNEA; Buenos Aires; (1981); Norma CALIN N° 3.4.2.

(29) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Sistemas de confinamiento"; CNEA; Buenos Aires; (1981); Norma CALIN N° 3.4.3.

(30) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Alimentación eléctrica esencial"; CNEA; Buenos Aires; (1980); Norma CALIN N° 3.5.1.

(31) Comisión Nacional de Energía Atómica; Buenos Aires, Argentina. Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares. "Garantías de calidad"; CNEA; Buenos Aires; (1980); Norma CALIN N° 3.6.1.

(32) International Atomic Energy Agency; "Principles for Establishing Intervention Levels for the Protection of the Public in the Event of a Nuclear Accident or Radiological Emergency"; IAEA Safety Series 72; IAEA; Vienna; (1985).

(33) Beninson D. and Gonzales A.; "Optimization in Relocation Decisions" (IAEA-SM-285/37). Proceedings of the International Symposium on the Optimization of Radiation Protection; Vienna; (1985).