

C.N.E.A. Biblioteca	
N.º DE PUBLICACIONES	
1	AÑO 1987

08.87.08

González, Abel J. 110
Frischengruber, Kurt
Recalde, Julio A. ✓
Solanilla, Roberto B. ✓
Vanzulli, Roberto C. ✓

La propuesta de ENACE:

ARGOS PHWR 380

En la mayoría de los países, las ganancias de los proveedores de reactores nucleares han sido magras durante la última década y no parece probable que el mercado de centrales nucleares se incremente hasta que la onda de choque producida por el accidente de Chernobyl se haya disipado. Sin embargo, paradójicamente, una firma argentina ha encontrado una brecha para insertarse en ese mercado.

ENACE — Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas — sale al mercado con su propia central nuclear de potencia de 380 MW, recientemente diseñada. En su versión actual, la central está equipada con un reactor de agua pesada presurizada del tipo de recipiente a presión (PHWR), pero ENACE estaría en condiciones de configurarla para el uso de un reactor del tipo de tubo a presión (PTHWR).

ENACE ha adoptado nuevas condiciones límite de diseño y ha incorporado distintas características especiales que hacen a la seguridad y la economía en la operación de la central.

El accionista mayoritario de ENACE es la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA). El rol principal de ENACE es actuar como arquitecto-ingeniero para los proyectos de centrales nucleares de potencia del programa nuclear argentino. Tiene un acuerdo de licencia con Kraftwerk Union AG, subsidiaria de Siemens AG, que es su accionista minoritario. Según este acuerdo, ENACE tiene derecho a utilizar la tecnología PHWR de Siemens-KWU, que fuera originariamente desarrollada para el reactor MZFR en la República Federal de Alemania [1], así como su know-how en el diseño y la construcción de reactores presurizados de agua (liviana) PWRs. La CNEA también tiene acuerdos con la Atomic Energy of Canada Ltd. para la transferencia de tecnología relacionada con los PTHWRs del tipo CANDU.

La CNEA y ENACE han adquirido una considerable experiencia práctica a través de la construcción y operación del PHWR de 367 MWe de Atucha I (CNA I) [2] y del PTHWR de 648 MWe de Embalse; por otra parte, ENACE construye actualmente la tercera central Argentina, Atucha II (CNA II), con un PHWR de 745 MWe.

En el desarrollo de su programa nuclear, la Argentina ha tendido a la independencia, utilizando su propio uranio natural y su propia tecnología en lo que hace al ciclo de combustible. Su elección de reactores moderados con agua pesada (HWR) respondió, por lo menos parcialmente, al hecho que permite utilizar uranio natural como combustible. Sin embargo, el nuevo diseño está configurado para aceptar también combustible ligeramente enriquecido, así como elementos combustibles con plutonio y aún con torio.

La flexibilidad constituye, entonces, una ventaja importante del nuevo diseño. Se aúna este hecho a que la red eléctrica de muchos países —aún de algunos de los que ya han emprendido programas nucleares— no acepta fácilmente las grandes unidades de 1000 MWe, que son lugar común en los países industrializados [4], y, entonces, la oferta de ENACE comienza a tener sentido.

Revista Argentina Nuclear, v. 1 (6), ene-feb, 1987,
p. 26-39.

CARACTERISTICAS DE DISEÑO DEL ARGOS PHWR 380

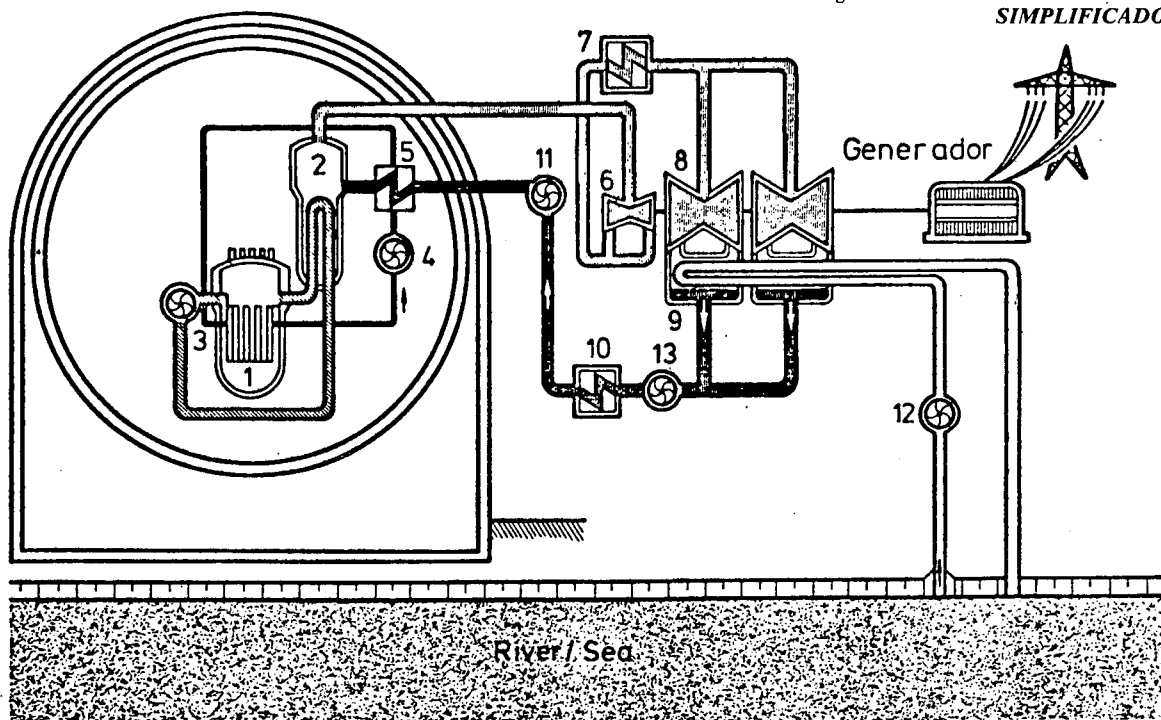
El nuevo diseño se conoce como ARGOS PHWR 380, acrónimo de la versión inglesa de la expresión "Oferta Argentina de un Reactor de Agua Pesada a Presión más segura de 380 MWe (ARgentine Offer of a Safer Pressurized Heavy-Water Reactor de 380 MWe). La versión corriente se basa en un reactor

del tipo de recipiente de presión. Su diagrama de flujo (véase la Figura 1) y sus características técnicas principales (véase la Tabla 1) son prácticamente las mismas que las de las centrales nucleares del tipo Atucha [2] [3]. De esta manera, y dada la excelente performance operativa obtenida por la CNA I, el ARGOS PHWR 380 es comparable con "la" planta de referencia perfecta.

El objetivo de los diseñadores fue asegurar que cumpliera con los exigentes requisitos de seguridad establecidos por la autoridad regulatoria argentina y —automáticamente— con todas las

normas, guías y recomendaciones pertinentes internacionales de seguridad nuclear, especialmente las emitidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). ENACE está dispuesta a garantizar contractualmente la aplicabilidad de estos reglamentos y recomendaciones. El diseño también ha incorporado aspectos especiales de seguridad que reflejan las últimas lecciones aprendidas en el campo de la seguridad nuclear. Al mismo tiempo, se ha hecho un esfuerzo considerable para limitar los costos de inversión y asegurar una performance económica de la planta.

Figura 1 - DIAGRAMA DE FLUJO SIMPLIFICADO



- 1 Reactor
- 2 Generador de vapor
- 3 Bomba del refrigerante del reactor
- 4 Bomba del 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

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 turbogenerador, 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 el agua de alimentación, aumentando así la alta eficiencia de la planta.

TABLA 1
PRINCIPALES DATOS TECNICOS
(Tabla comparativa)

	CNA I	ARGOS PHWR 380	CNA II
Tipo de reactor		PHWR	
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

El sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS)

En su forma básica, el diseño del NSSS guarda una gran semejanza con el de un PWR típico de dos circuitos de refrigeración. El circuito del moderador —un aspecto característico de los reactores de agua pesada— incluye un tanque del moderador (similar a una calandria) dentro del recipiente de presión (RPV) y tres circuitos del moderador que comprenden una bomba y un enfriador cada uno. El moderador y el refrigerante se mantienen esencialmente a la misma presión, lo que permite el uso de canales refrigerantes de pared delgada. Dado que los sistemas del moderador y del refrigerante están interconectados, se pueden utilizar sistemas au-

TABLA 2
CICLOS ALTERNATIVOS DE COMBUSTIBLE
DATOS PRINCIPALES

	URANIO NATURAL (caso de referencia)	LEU	Pu SPIKED Elem. combustible de uranio natural (80%)	con plutonio (20%)
Consumo de combustible (e.c./d.p.p.)	0,99	0,41	0,48	0,06
			0,54	
Tiempo medio de residencia (d.p.p.)	246	594	407	814
			453	
Material fisiónable (%)				
- 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 fisiónable

xiliares comunes para mantener la calidad del agua.

El diseño del recipiente de presión y del núcleo 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 combustible verticales que producen 1067 MW de energía térmica, dispuestos en un reticulado triangular con una distancia entre centros (paso) de 27,5 cm. Los elementos combustibles (uno por canal) son idénticos a los usados en el diseño de Atucha (37 barras combustibles con una longitud activa de 530 cm).

Las barras de control y de absorción de parada, que son comandadas hidráulicamente, se insertan verticalmente por la parte superior del recipiente a través del tanque del moderador. Se utilizan 60 barras, de las cuales cuarenta y cinco son barras de parada, que permiten una rápida detención y mantener segura la subcriticalidad a largo plazo. El resto está constituido por barras de control de potencia y de densidad de potencia. Una adecuada selección de estas barras de control verticales permite lograr un aplanamiento de la curva de distribución de potencia desde el inicio de la operación del reactor, lo que —a su vez— permite operar el reactor al 100% de su potencia nominal con un núcleo relativamente fresco. Este sistema provee al reactor de una excelente capacidad para el seguimiento de carga.

Una ventaja operacional del ARGOS PHWR 380 es que ha sido diseñado para su recarga automática durante la 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 y los irradiados puedan insertarse en el núcleo de la misma manera. Esto permite, incluso, la utilización de elementos combustibles usados provenientes de otras centrales nucleares.

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 del 100-80-100% de energía ponderada. En la condición de equilibrio de quemado en el núcleo, el esquema de carga es 3 zonas-1 camino: o sea, el elemento fresco se introduce en un canal en una posición radial intermedia. Desde allí, el combustible parcialmente quemado se transfiere al 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).

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

La planta incluye el edificio del reactor, el edificio auxiliar y otros edificios convencionales (véase la distribución de planta en la Figura 7). El edificio del reactor (véase la Figura 8) consiste en dos estructuras esféricas concéntricas. Su propósito principal es contener materiales radiactivos 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 secundaria 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 de suministro de vapor, sino también el equipo de recarga de combustible 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.

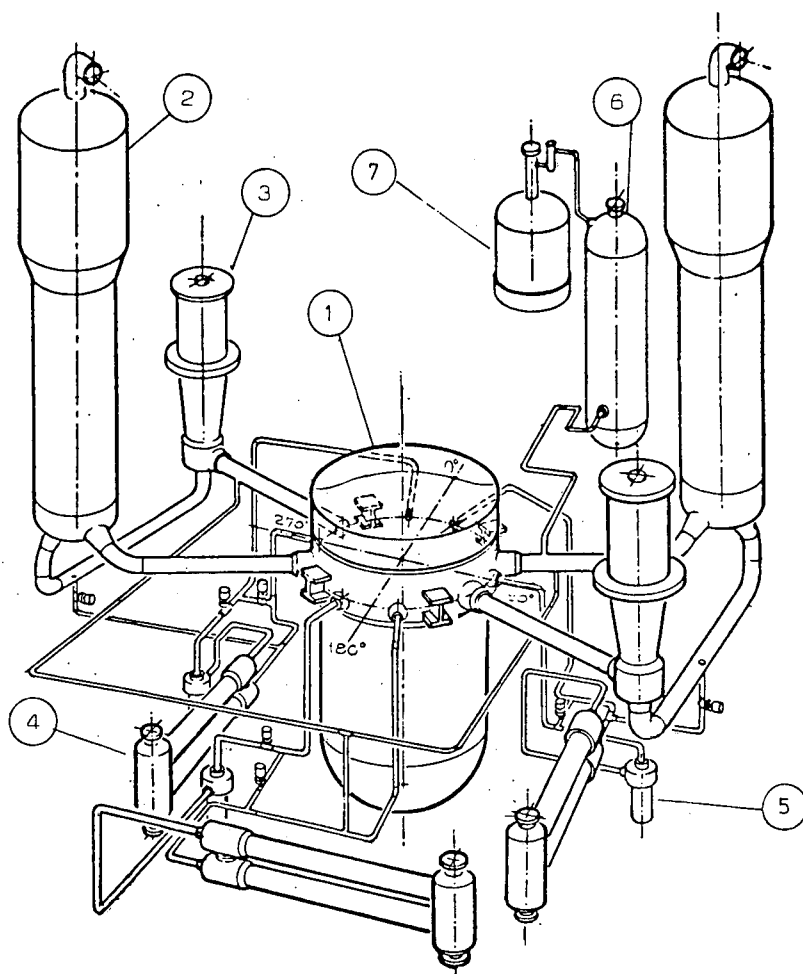
Hay otros sistemas que han sido ubicados en el edificio auxiliar del reactor. Entre ellos se encuentran: el sistema de limpieza y de enriquecimiento del refrigerante primario y del moderador, el sistema de ventilación y todos los equipos necesarios para el manejo de residuos radiactivos líquidos y gaseosos. El edificio está dividido en áreas de D_2O y de H_2O , en un todo de acuerdo con los tipos de sistemas ubicados en el mismo.

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

- 1 - Recipiente de presión del Reactor
- 2 - Generador de vapor
- 3 - Bomba de refrigerante principal
- 4 - Refrigerante del moderador
- 5 - Bomba del moderador
- 6 - Presurizador
- 7 - Tanque de alivio del Presurizador

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.



OPCIONES EN EL CICLO 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 combustible 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 “spi-

king” de plutonio) (véase la Tabla 2 para las alternativas del ciclo de combustible del ARGOS PHWR 380).

CARACTERÍSTICAS QUE HACEN A LA SEGURIDAD DE LA CENTRAL

Los criterios básicos de seguridad aplicados al diseño del ARGOS PHWR 380 llevan implícito que:

- Debe asegurar una operación normal dentro del marco del sistema de limitación de dosis recomendado internacionalmente [6] [7], el que ha sido implementado por la autoridad regulatoria argentina [8] [9]; en particular, debe cumplirse con el requisito de optimización de la protección radiológica.
- Debe ajustarse —como condición de seguridad necesaria aunque no

suficiente— a las 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 [10].

- Debe cumplir con los exigentes requerimientos de seguridad nuclear argentinos, los que están basados en criterios probabilísticos cuantitativos de seguridad [11]. En particular, debe —como condición necesaria de seguridad— cumplir con una línea de límite de riesgo o curva criterio (véase la Figura 9) [12], siguiendo normas probabilísticas específicas referidas a análisis de fallas (véase la Tabla 3) [13]. 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 de-

TABLA 3
CARACTERISTICAS PRINCIPALES DE LAS
REGLAS APLICABLES AL ANALISIS DE
FALLA

- La secuencia de falla supuesta 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 falla 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 probabilidades de la falla o de la secuencia de fallas en el grupo.
 - El análisis considera que una función de protección puede perder operatividad 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 secuencias 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 periodos de tiempo entre sucesivos mantenimientos y pruebas. La tasa de falla postulada para acciones humanas debe ser justificada 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.
- La dosis del grupo crítico que podría resultar de la liberación de radionucleído 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 falla calificada 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 de acuerdo a lo conveniente.

bajo 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 la seguridad nuclear. En particular, la alimentación eléctrica a los sistemas de se-

guridad debe ser altamente confiable, debe asegurarse una detección sensible y temprana de pérdidas de refrigerante 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, unido 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.

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 en los PWRs—, manteniendo la recirculación de 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 modera-

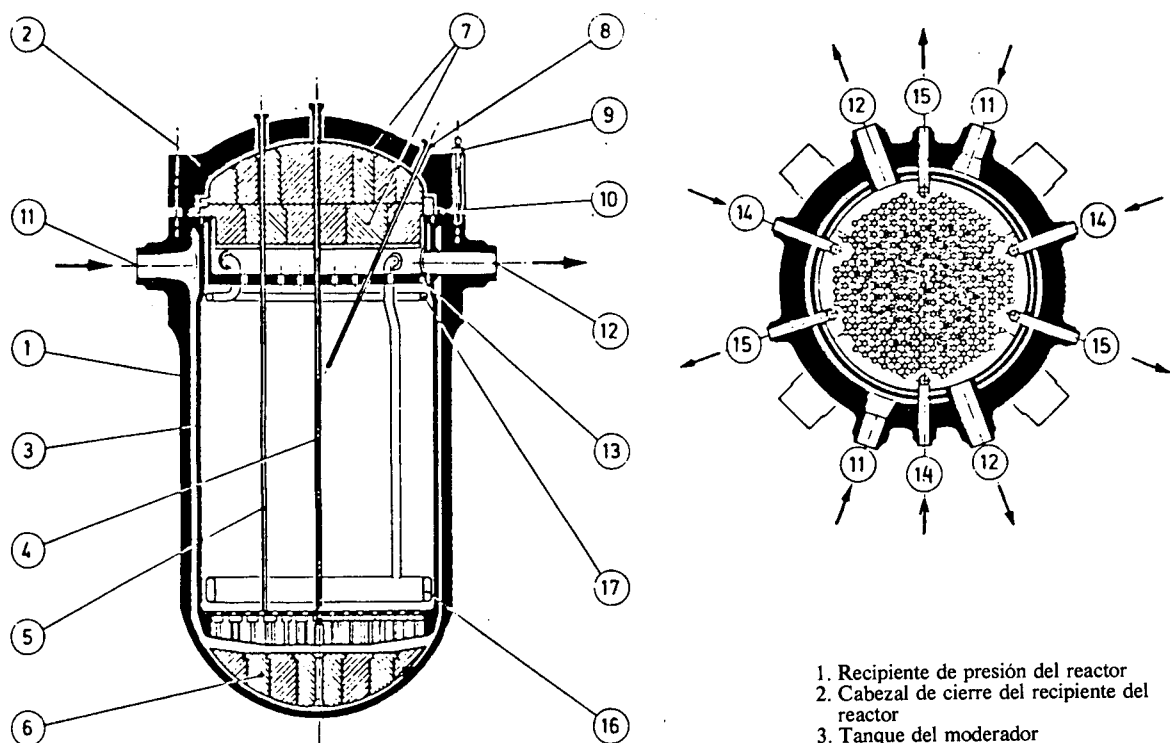


Figura 3/4 RECIPIENTE DE PRESION DEL REACTOR E INTERNOS

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

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

dor como un sumidero de calor de 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. Las conmutaciones necesarias para los diferentes modos de operación se ejecutan

automáticamente de acuerdo con la ya mencionada filosofía general de diseño que requiere que ninguna acción humana sea necesaria dentro de los treinta minutos posteriores a cualquier accidente concebible.

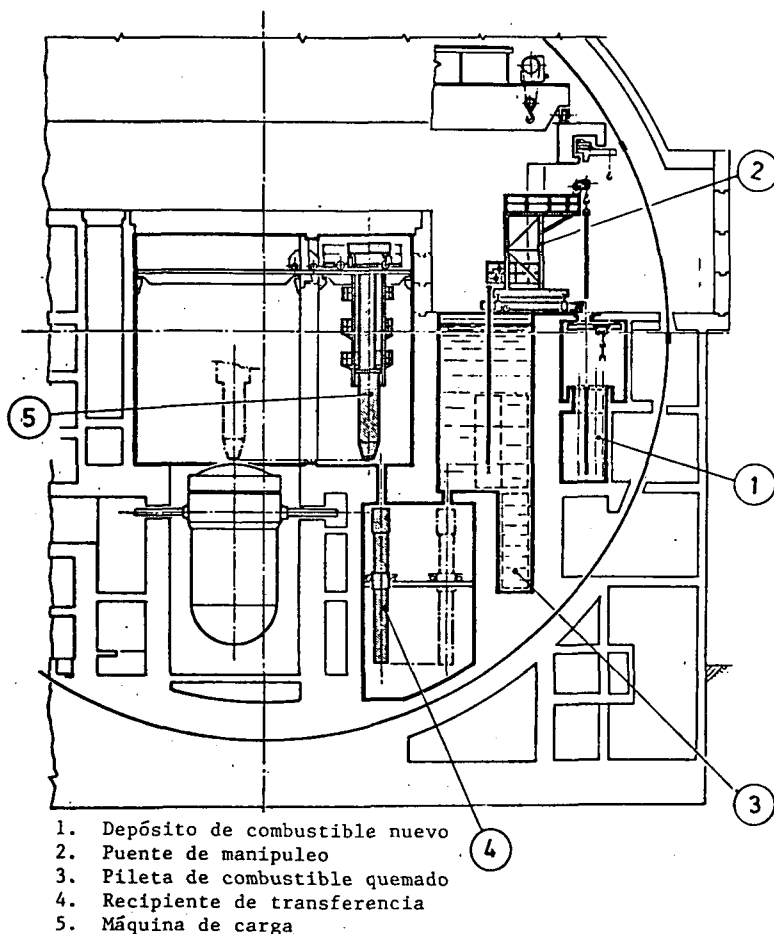
Una de las ventajas más importantes en el diseño del ARGOS PHWR 380 es la referida a la posibilidad de detección y localización temprana de pérdidas en el sistema primario y en el sistema del moderador, y esto es posible mediante la detección de tritio,

uno de los métodos más sensibles para este propósito y que solamente puede ser instrumentado efectivamente en los reactores de este tipo. Una de las últimas lecciones aprendidas en el campo de la seguridad nuclear es la necesidad de asegurar el confinamiento de los materiales radiactivos aún en los casos de accidentes hipotéticos severos que involucren la fusión del núcleo. Para ese propósito el ARGOS PHWR 380 ha sido equipado con un sistema de venteo

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 éste 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 pileta de elementos combustibles quemados en la dirección opuesta. La capacidad de esta pileta 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.



CONCLUSION

cuyo objetivo es prevenir la ruptura del contenedor de acero y el consecuente escape incontrolado de materiales radiactivos al medio ambiente que ocurriría en tal caso extremo. Si la presión se incrementara inesperadamente dentro del contenedor, el sistema de venteo está diseñado para estabilizar la presión a un valor seguro mediante la regulación del escape de los gases y vapor de exceso a la atmósfera (véase Figura 10). El criterio del diseño es que el resultado de esta situación hipotética y extremadamente improbable será tal que aún el grupo crítico de población no resultará expuesto a dosis proyectadas superiores a 0,1 Sv. Este nivel de dosis proyectada no justificaría habitualmente la intervención o contramedidas radiológicas [15] [16].

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 adecúa como para asegurar economía de instalación y en su operación, reflejando la experiencia mundial obtenida por sus parientes, los PWRs;
- puede generar eficientemente sub-

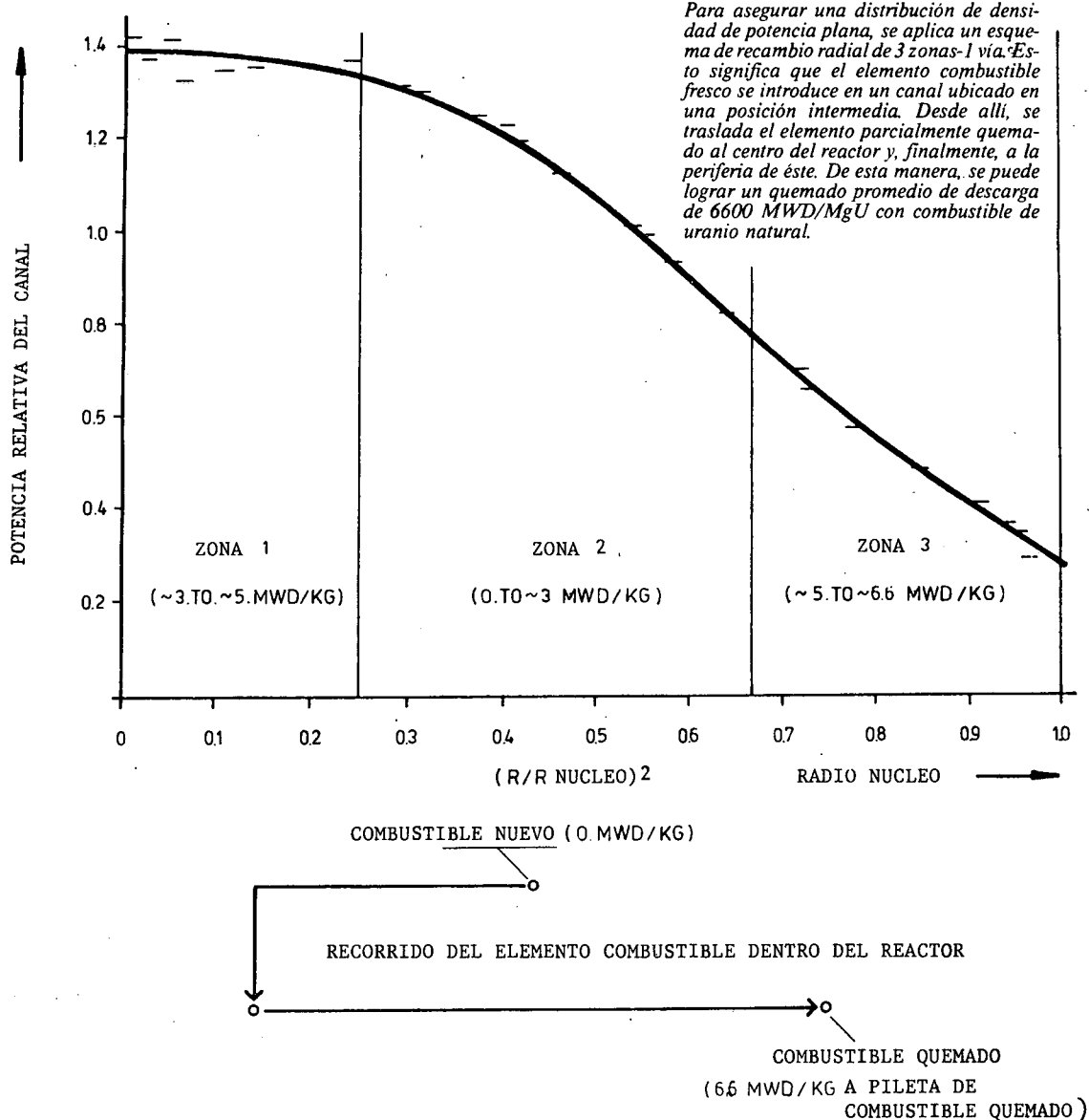
productos sin dañar la disponibilidad energética;

- 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 por 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 en el campo de la seguridad nuclear... y

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

Figura 6 - DISTRIBUCION DE
POTENCIA RADIAL



REFERENCIAS

- [1] Der Mehrzwecksforschungsreaktor, Atomkernenergie, Kerntechnik, Vol. 46; (June 1985).
- [2] Herzog, G.B. y Sauerwald, K.J.; "La Central Nuclear de Atucha"; Atom und Strom; Year 15, No 4; (April 1969).
- [3] "ATUCHA II, Building a 745 MWe pressure vessel PHWR in the Argentine"; Nuclear Engineering International, Vol. 27, No 9 (Sep. 1982).
- [4] 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.
- [5] Frischengruber, K and Dusch, 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).
- [6] International Commission on Radiological Protection; "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection"; ICRP Publication No. 26; Oxford, Pergamon Press; (1977); Annals of the ICRP, vol. 1, No 3; (1977).
- [7] International Atomic Energy Agency; "Basic Safety Standards for Radiation Protection"; IAEA Safety Series 9; Vienna, Austria; (1982).
- [8] Comisión Nacional de Energía Atómica; Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares, "Exposición ocupacional"; Norma CALIN 3.1.1.; CNEA, Buenos Aires (1979).
- [9] Comisión Nacional de Energía Atómica; Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares, "Limi-

- a. Edificio del Reactor
- b. Edificio Auxiliar del Reactor
- c. Edificio Maniobras y Alimentación de Emergencia
- d. Edificio Turbina
- e. Edificio de Administración
- f. Edificio Sistema de desmineralización
- g. Edificio Caldera Auxiliar y compresor de aire

- h. Edificio Almacén de cilindros de gas
- j. Estructura toma de agua de enfriamiento
- k. Depósito de fuel oil
- l. Pileta colectora para agua de refrigeración
- m. Playa de alta tensión

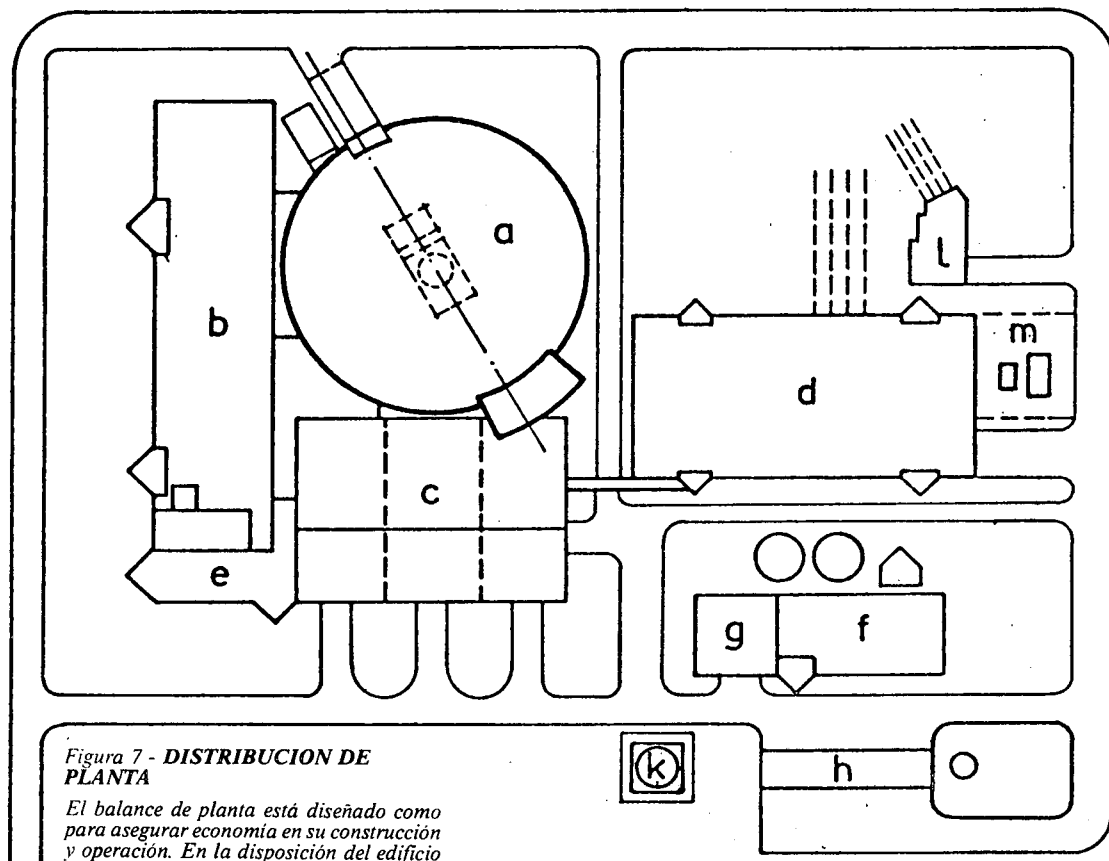
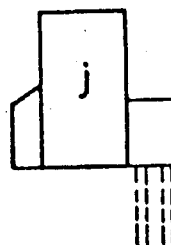


Figura 7 - DISTRIBUCION DE PLANTA

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.

tación de efluentes radiactivos"; Norma CALIN 3.1.2.; CNEA, Buenos Aires (1979).

[10] International Atomic Energy Agency; Nuclear Safety Standards for Nuclear Power Plants; IAEA Safety Series No 50; IAEA, Vienna.

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

[12] Comisión Nacional de Energía Atómica; Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares, "Criterios radiológicos relativos a accidentes"; Norma CALIN 1.3.1.; CNEA, Buenos Aires (1979).

[13] Comisión Nacional de Energía Atómica; Consejo Asesor para el Licenciamiento de Instalaciones Nucleares, "Análisis de fallas para la evaluación de riesgos"; Norma CALIN 3.2.2.; CNEA, Buenos Aires, (1980).

[14] Beninson, D.J.; "Optimization of radiation protection as a special case of decision theory"; (IAEA-SM-285/38); in

Proceedings of the International Symposium on the Optimization of Radiation Protection; IAEA, Vienna (1985).

[15] IAEA Safety Series 72; "Principles for Establishing Intervention Levels for the Protection of the Public in the Event of a Nuclear Accident or Radiological Emergency".

[15] Beninson, D.J. and González, A.J.; "Optimization in Relocation Decision"; (IAEA-SM-285/37); in Proceedings of the International Symposium on the Optimization of Radiation Protection; IAEA, Vienna (1985).

[15] Beninson, D.J. and González, A.J.; "Optimization in Relocation Decision"; (IAEA-SM-285/37); in Proceedings of the International Symposium on the Optimization of Radiation Protection; IAEA, Vienna (1985).

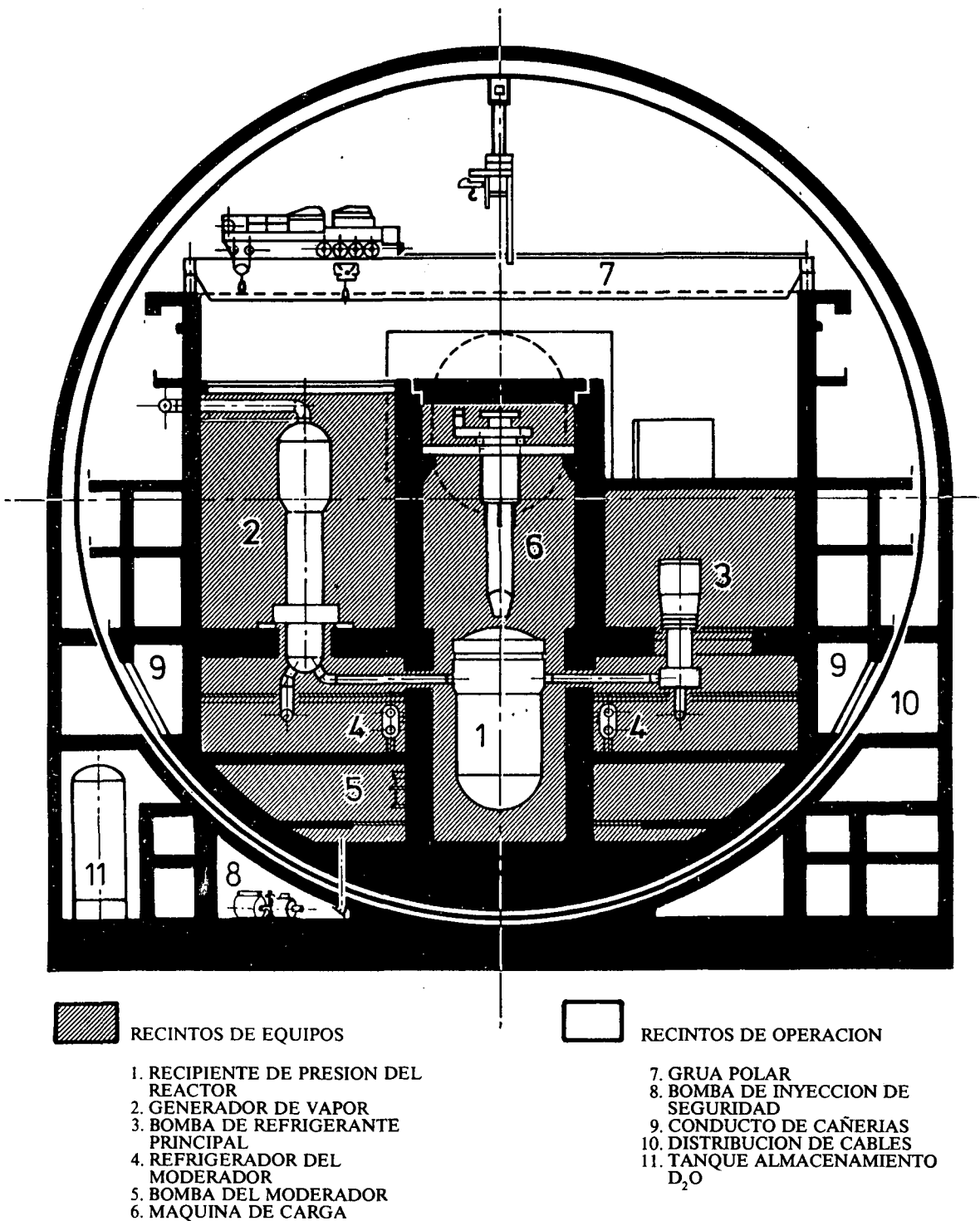


Figura 8 - EDIFICIO DEL REACTOR

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.

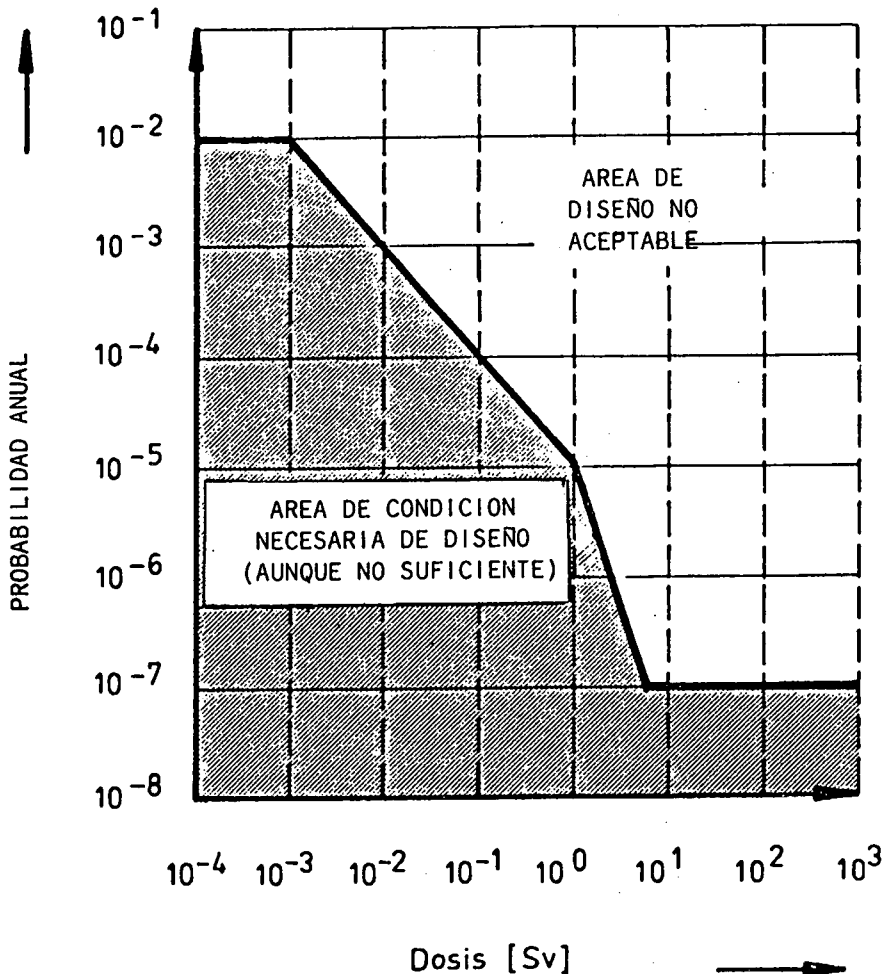


Figura 9 - CURVA CRITERIO LÍMITE

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 de 10^{-2} per sievert), se mantenga constante. Uno de los puntos coordinados en esta parte de la curva sería obviamente el siguiente: $\pm$ probabilidad anual = 10^{-5} ; dosis individual = 1 Sv , porque el producto $10^{-5} \text{ año}^{-1} \text{ } 1 \text{ Sv } 10^2 \text{ Sv}^{-1}$ 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 $\pm$ probabilidad anual = 10^{-5} ; dosis individual = 1 Sv y $\pm$ 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 de 10^{-7} debido a que la ocurrencia de incidentes que tengan una probabilidad anual más alta (independientemente de la dosis) es inaceptable para la autoridad regulatoria.

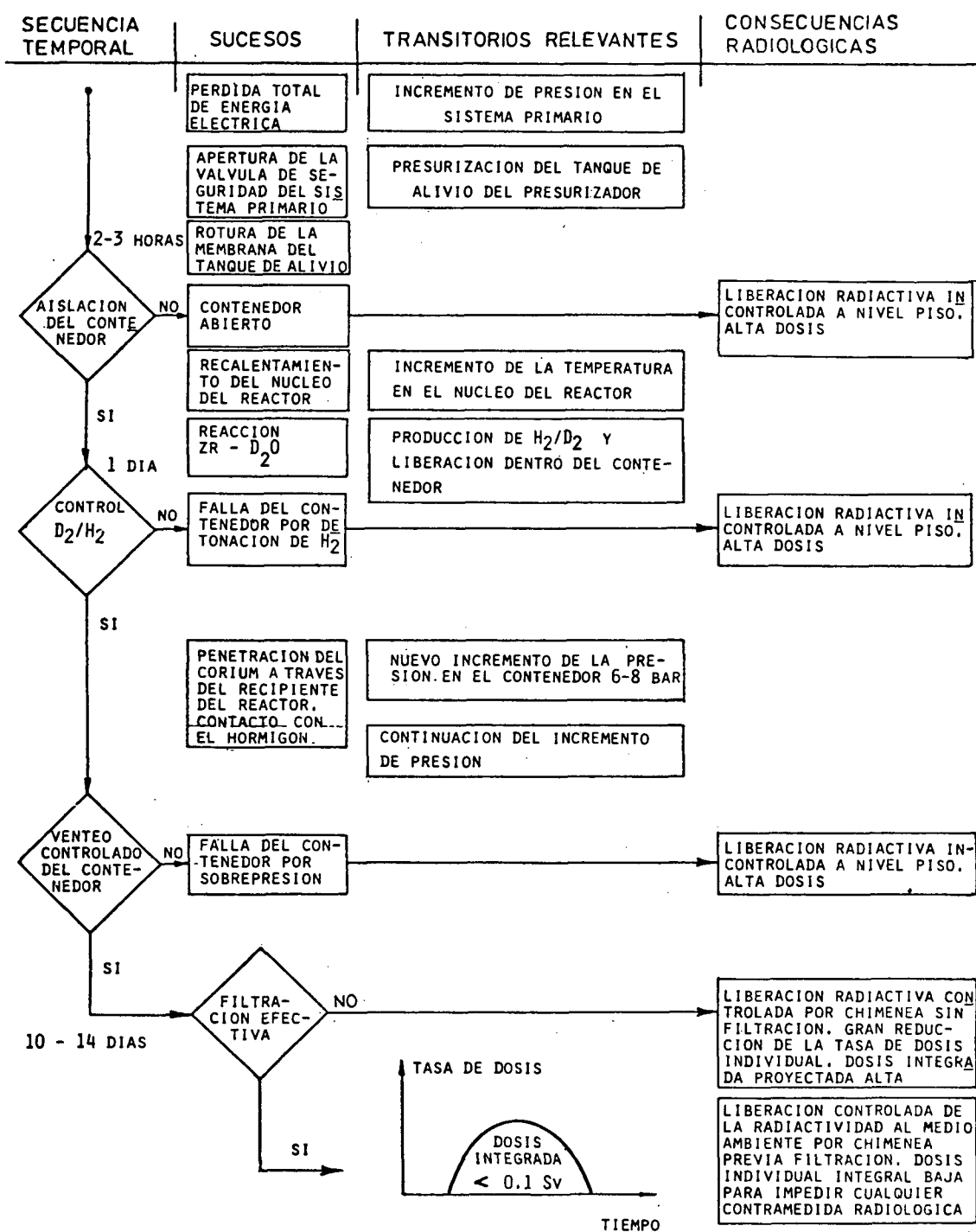


Figura 10 - EJEMPLO DE LA OPERACION DEL VENTEO DE LA CONTENCIÓN

La función que se intenta para la contención venteada 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 del refrigerante primario fluiría entonces hacia

el tanque de alivio del presurizador, donde la presión llevara eventualmente a la deflagración de un disco de ruptura. El vapor radiactivo se dispersa entonces dentro del contenedor, donde quedaria 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 produciria 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 quedaran limitadas dentro del ambiente del contenedor. El núcleo se secara y, eventualmente, se fundira. Las vainas de las barras combustibles se destruirian y la temperatura del combustible se incrementaria hasta producir una reacción entre agua y circonio. Hidrógeno, junto con productos de fisión, se dispersaria dentro del contenedor. Allí, entra en acción otro importante sistema del contenedor: el que produce la ignición temprana del hidrógeno por catalisis apropiada operada sin energía auxiliar. Este efecto asegura la integridad del contenedor, evitando la deflagración del hidrógeno que podria involucrar una rotura de la esfera de acero.

Siguiendo con este escenario catastrófico y aun en ausencia de suministro de energía eléctrica, se asume que el núcleo fundido penetrara la base del recipiente de presión del reactor y se pondra en contacto con el piso de la bóveda del reactor. Allí

podria entonces ocurrir una reacción exotérmica entre el material del núcleo fundido y el concreto de la bóveda. La energía liberada incrementaria la presión dentro del contenedor significativamente (esa presión ya sera de algunos bars, debido a la rotura del confinamiento del sistema primario).

Uno de los aspectos mas significativos del ARGOS PHWR 380 se hace ahora efectivo. La presión de diseño del contenedor — de alrededor de 5 bars — se alcanza solo 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 incrementaria dentro del contenedor hasta la ruptura de este, lo cual ocurriria aproximadamente veinte días después de la iniciación de este escenario hipotético. En tal caso, las consecuencias serian extremadamente modestas comparadas con las del accidente de Chernobyl, donde esta función de contención no existia; sin embargo, la ruptura del contenedor llevaria a un escape incontrolado de los materiales radiactivos que todavia permanecen en el ambiente del contenedor. Por este motivo, el diseño del ARGOS PHWR 380 380 incorpora el 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 mas expuesto no excederan, bajo ninguna circunstancia, 0,1 Sv.



INGENIERIA, SERVICIOS Y SUMINISTROS

GUTIERREZ 323 - (5500) MENDOZA - Tel. 255728 - 253759 - Tx 55508 NUMEN AR