



José COBIAN es Doctor Ingeniero Industrial, así como Master of Science y Doctor of Philosophy por la Universidad de Northwestern de Estados Unidos. Ocupa en la actualidad el puesto de jefe del Departamento de Servicios Técnicos de Westinghouse Sistemas Energéticos España.

Ernst WEISS es Mechanical Engineer Master of Science. Actualmente ocupa el puesto de Manager, Nuclear Plant Applications and Programs, Nuclear and Advanced Technology División, en Pittsburgh.

---

# CARACTERISTICAS DE DISEÑO DEL REACTOR AVANZADO PASIVO

---

## AP - 600

---

J. COBIAN - E. WEISS

---

### INTRODUCCION

En el año 1985, el Electric Power Research Institute (EPRI) emprendió un programa para investigar las posibilidades prácticas de reactores avanzados de agua ligera a presión de menos de 600 MWe, basados en conceptos innovativos. Bajo los auspicios de este programa, Westinghouse desarrolló el diseño conceptual de una central de 600 MWe que introducía simplificaciones importantes en el sistema primario, la utilización de principios de seguridad pasivos y la modularización del diseño. Se utilizó como referencia el diseño conceptual de una central de 10 MWe, desarrollado anteriormente para el Departamento de Defensa de los Estados Unidos, cuyo objetivo era el de proporcionar una fuente segura de suministro eléctrico para las instalaciones militares. En el año 1986, el Departamento de

Energía de los Estados Unidos (DOE) emprendió varios programas para la financiación del desarrollo de los reactores avanzados de agua ligera. Bajos los auspicios del DOE, el equipo formado por Westinghouse, Burns and Roe y Avondale, completaron el diseño conceptual del AP-600.

Recientemente, Westinghouse ha obtenido la adjudicación de 50 millones de dólares para el desarrollo del diseño de detalle del AP-600.

El equipo liderado por Westinghouse para la ejecución de este programa abarca a un número importante de industrias, incluyendo organizaciones y empresas como EPRI, Bechtel, Burns and Roe, Avondale; representantes de la universidad y participantes de la comunidad internacional, como Ansaldo (Italia), y entidades japonesas y chinas. El programa se inició a principios del presente año y prevé la obtención de la

certificación de diseño de la NRC en diciembre de 1994. Bajo la hipótesis de que hubiera una adjudicación en 1992, se tendría una central en operación en 1999.

## OBJETIVOS DE DISEÑO

Los objetivos perseguidos en este programa son los siguientes:

- La simplificación del diseño, de las operaciones, de las inspecciones, del mantenimiento y de los requisitos de garantía de calidad respecto a las centrales de tecnología actual.
- Proporcionar un alto grado de seguridad pública y de predictibilidad del proceso de licenciamiento mediante:
  - Resolución en el diseño de temas de licenciamiento genéricos que todavía están abiertos.
  - La reducción de la frecuencia de fusión del núcleo a menos de  $10^{-5}$  por año.

- La reducción de la probabilidad de accidentes severos.
- La utilización en el diseño de componentes probados que hagan innecesaria la construcción de prototipos para pruebas.
- Producción de energía a un coste competitivo con el de otras fuentes de generación eléctrica.
- Conseguir un tiempo de construcción corto con un alto grado de certidumbre.

## CARACTERÍSTICAS DE DISEÑO

En el proceso de diseño del AP-600 se ha hecho un gran esfuerzo de simplificación, dirigido unas veces a la racionalización de los sistemas actuales y otras a la introducción de conceptos innovativos, como los de la seguridad pasiva o de tecnología de vanguardia. La modulari-

zación y capacidad de premontaje en taller de muchos equipos y sistemas simplifica notablemente el proceso de construcción de la central.

Los sistemas de seguridad pasivos no requieren sistemas de seguridad de apoyo, tales como el de agua de refrigeración de componentes y el de agua de servicios, lo que permite, por un lado, la concentración de equipos de seguridad en un área pequeña y, por otro, la simplificación de los que no lo son. Todo esto contribuye en última instancia a la reducción de equipos y de cantidades netas de materiales utilizados.

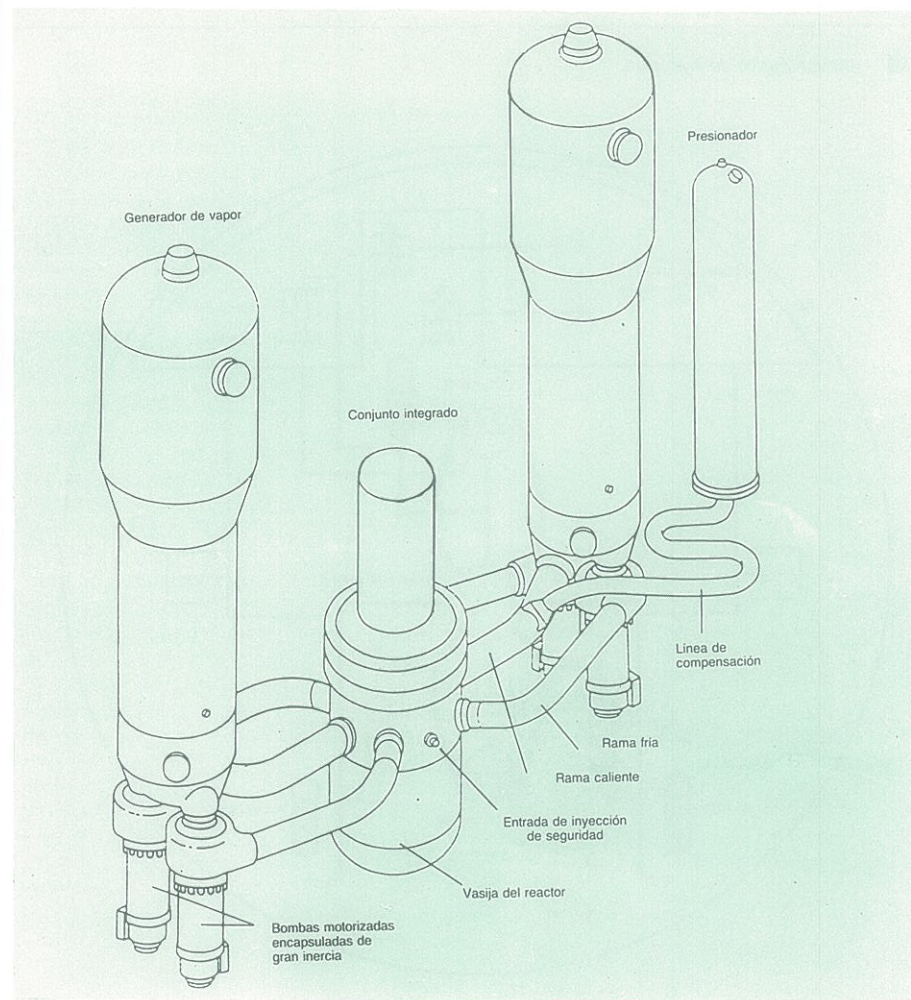
En el sistema del refrigerante del reactor se han utilizado bombas motorizadas encapsuladas y herméticamente cerradas, que van acopladas en disposición invertida a los generadores de vapor, tal como se indica en la figura 1. Se han modificado las cajas de agua de cada generador de vapor para permitir el acoplamiento de dos bombas de refrigerante encapsuladas. Las toberas de succión de las bombas están soldadas a las toberas verticales de las cajas de agua, combinando así generador de vapor y bombas en una sola estructura y eliminándose la necesidad de soportes separados. Este diseño simplifica la operación y mejora la fiabilidad y la seguridad de la central.

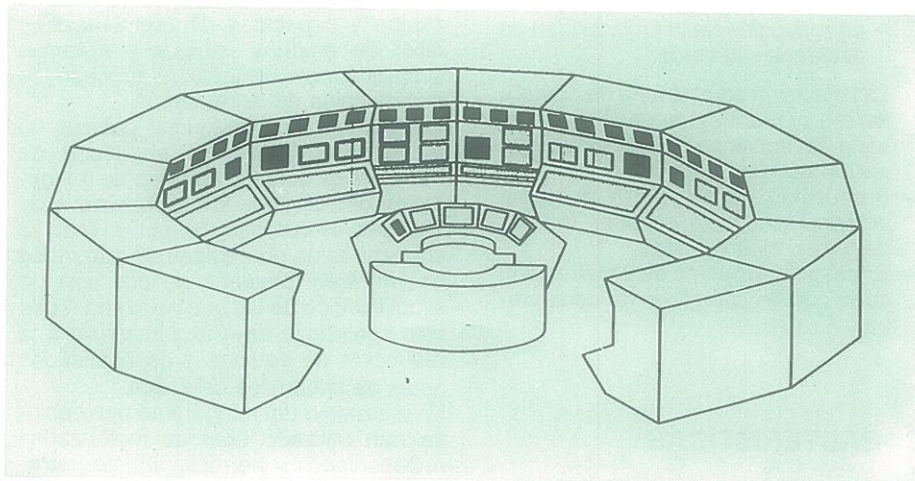
Se ha utilizado un núcleo de baja densidad de potencia, de 145 elementos de  $17 \times 17$ , de 3,65 m. de longitud activa, bajo enriquecimiento y diseño optimizado. El control de la reactividad para la parada y para la compensación del quemado se ejerce por medio de boro soluble y barras de venenos consumibles. Se incluyen grises (12 conjuntos) para el seguimiento de carga y regulación de la potencia.

Con objeto de potenciar la disponibilidad de la planta, se utiliza como referencia un ciclo de 18 meses con un núcleo de tres regiones.

El núcleo está rodeado por un reflector neutrónico radial consistente en acero inoxidable y agua que, al mejorar la economía neutrónica, permite operar con enriquecimientos bajos, reduciendo en una reducción de los costos del ciclo de combustible. La vasija e internos del AP-600 son totalmente convencionales, no requiriéndose desarrollo de fabricación. El generador de vapor consta de un secundario de características muy semejantes al modelo F y un primario modificado en la sección de las cajas de agua, para permitir el acoplado de las bombas. El diseño proporciona un acceso amplio y espacio abundante para la inspección, taponado y demás operaciones a realizar en los tubos, bien por medios manuales o mediante la utilización de robots. Esta configuración proporciona un acoplamiento entre generador de vapor y bombas de suficiente rigidez para poder considerarlo como

FI Sistema de refrigerante del reactor.





F II Panel de control.

una sola estructura a efectos de los soportes mecánicos. Una brida de nuevo diseño, válida para las toberas de múltiples accesos y operada por robots, permite las operaciones de inspección y mantenimiento mientras las operaciones de recarga están en proceso.

La selección del tipo de bomba encapsulada se debe a su excelente historial de funcionamiento y a su contribución en la simplificación de los sistemas auxiliares de fluidos. El sellado hermético de estas bombas elimina la posibilidad de accidentes de pérdida de refrigerante a través de los sellos. El elevado momento de inercia necesario, de 5.000 libras-pie<sup>2</sup>, se consigue mediante la utilización de un disco de uranio.

La configuración compacta y simétrica del sistema del refrigerante del reactor y la utilización del criterio "leak before break" ha permitido el desarrollo de un diseño de soportes extremadamente sencillo y barato. La simplicidad de los soportes permite un buen acceso para la inspección y mantenimiento de bombas y generadores de vapor.

La sencillez del sistema de soportes proporciona un amplio acceso a generadores de vapor y bombas, facilitando así las operaciones de inspección y mantenimiento.

El diseño de los sistemas de instrumentación y control está basado en la utilización de microprocesadores digitales descentralizados y con conexiones de fibra óptica. Dentro del diseño integrado del sistema de instrumentación y control se encuentran los sistemas de protección, de alarmas, de seguimiento de accidentes, el ordenador de planta, el panel de control normal y el panel de control de emergencia. Otros equipos, como los de medida y seguimiento de la radiación, detección de impactos de metales, confección de mapas de flujo y detección de fallos de combustible, comparten con los sistemas integrados una base de datos

común a través del tren de medidas.

El panel principal de control (figura II) y el de emergencia utilizan equipos basados en los microprocesadores. Se utilizan estaciones de control por botones para comunicar con los sistemas de protección y control mediante líneas eléctricas de datos. Se utilizan pantallas de datos y

paneles de plasma cualificados para proporcionar al operador la información requerida en operación normal y en caso de emergencia. Un sistema avanzado de alarmas categoriza, prioriza y exhibe mensajes de alarma.

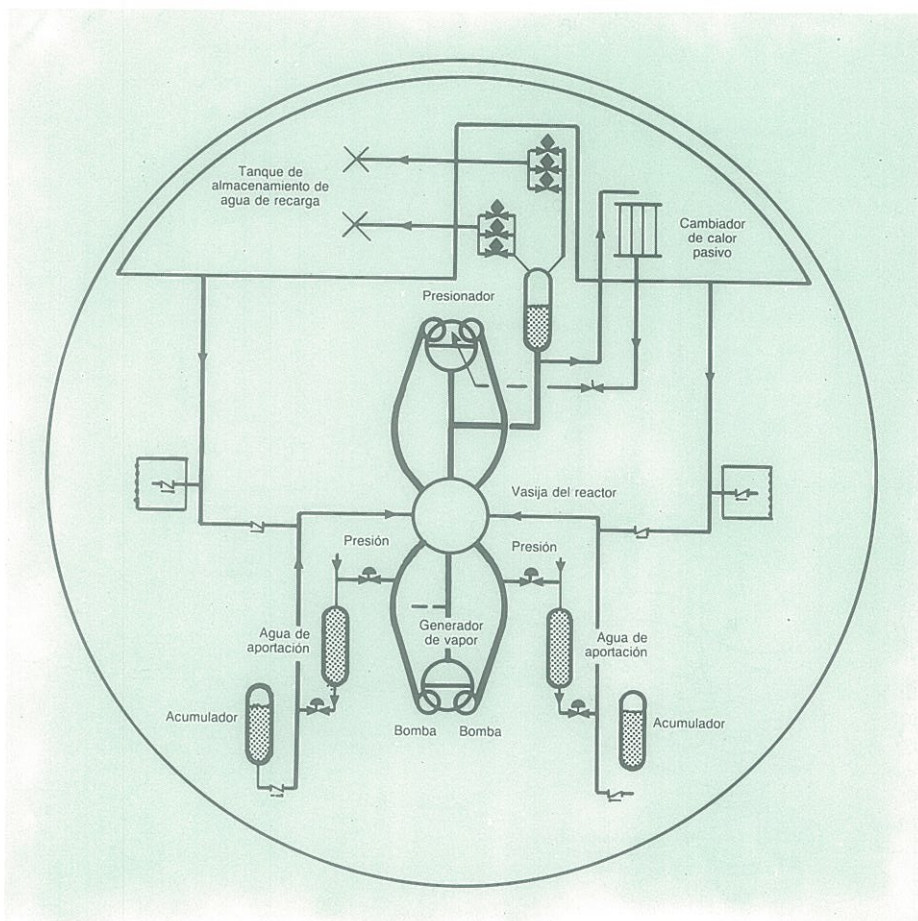
Se han dispuesto el panel de control de emergencia y el equipo de instrumentación y control, para el disparo del reactor y mitigación de accidentes, en una ubicación alejada de la sala de control en la que se ejerce un control ambiental. La alimentación eléctrica para este equipo se suministra desde fuentes independientes cualificadas como clase 1E y respaldadas por baterías.

La consideración del factor humano en el diseño se ha traducido en una mejora de operabilidad de la sala de control y en una reducción de la probabilidad de fallo del operador.

## CARACTERÍSTICAS DE SEGURIDAD PASIVA DEL AP-600

Se utilizan en el AP-600 principios pasivos para ejercer todas las funciones de seguridad requeridas en caso de transi-

F III Sistema pasivo de inyección.



torios o accidentes, tales como eliminación del calor residual del núcleo, control del inventario del refrigerante del reactor, inyección y recirculación en caso de LOCA, eliminación del calor de la contención, rociado de la contención, etc. Los sistemas utilizados para cumplir estas funciones son sencillos, fiables, fácilmente medibles y comparables, y no requieren intervención del operador.

El Sistema de Seguridad de Inyección Pasiva (SSIP) ejecuta cuatro funciones principales:

- Eliminación del calor residual.
- Aportación de agua para control del inventario del refrigerante.
- Inyección de seguridad.
- Rociado de la contención.

La figura III representa esquemáticamente este sistema.

El Sistema de Eliminación del Calor Residual tiene un circuito que funciona por circulación natural con un cambiador de calor pasivo (CCP) situado dentro del tanque de almacenamiento de agua de recarga, para la eliminación del calor residual en el caso en el que los sistemas de agua de alimentación normal o de arranque, o el generador de vapor, no estén disponibles. Este cambiador de calor está situado 2,4 m por encima de los lazos primarios y forma un circuito cerrado a presión y conectado con el sistema primario. El tanque de almacenamiento de agua de recarga situado dentro de la contención actúa como sumidero de calor. El CCP actúa automáticamente al abrirse cualquiera de las dos válvulas operadas por aire por señal de bajo nivel en el generador de vapor. La circulación de agua a través del CCP es forzada cuando las bombas principales se encuentran en operación y es natural cuando las bombas no están en operación. Las válvulas de control operadas por aire permiten al operador, bien mantener la temperatura a un valor fijo, o bien enfriar el sistema primario.

El tanque de almacenamiento de agua de recarga absorbe el calor residual del reactor durante varias horas antes de que se sature el agua y mantiene la capacidad de eliminación de dicho calor hirviendo agua durante varios días. Este es un tiempo suficiente para la recuperación del agua de alimentación o para el alineamiento del equipo normal de refrigeración del calor residual. El CCP no depende de sistemas activos para su funcionamiento ni del fallo de las líneas de vapor o de agua de alimentación.

Para los casos de pequeñas roturas y de una indisponibilidad subsiguiente del sistema de agua de aportación normal existe en el diseño un sistema pasivo de aportación consistente en dos tanques con agua borada que pueden proporcionar agua al primario a presiones nominales por la sola acción de la gravedad. Las válvulas de aislamiento de estos tanques con el sistema primario abren

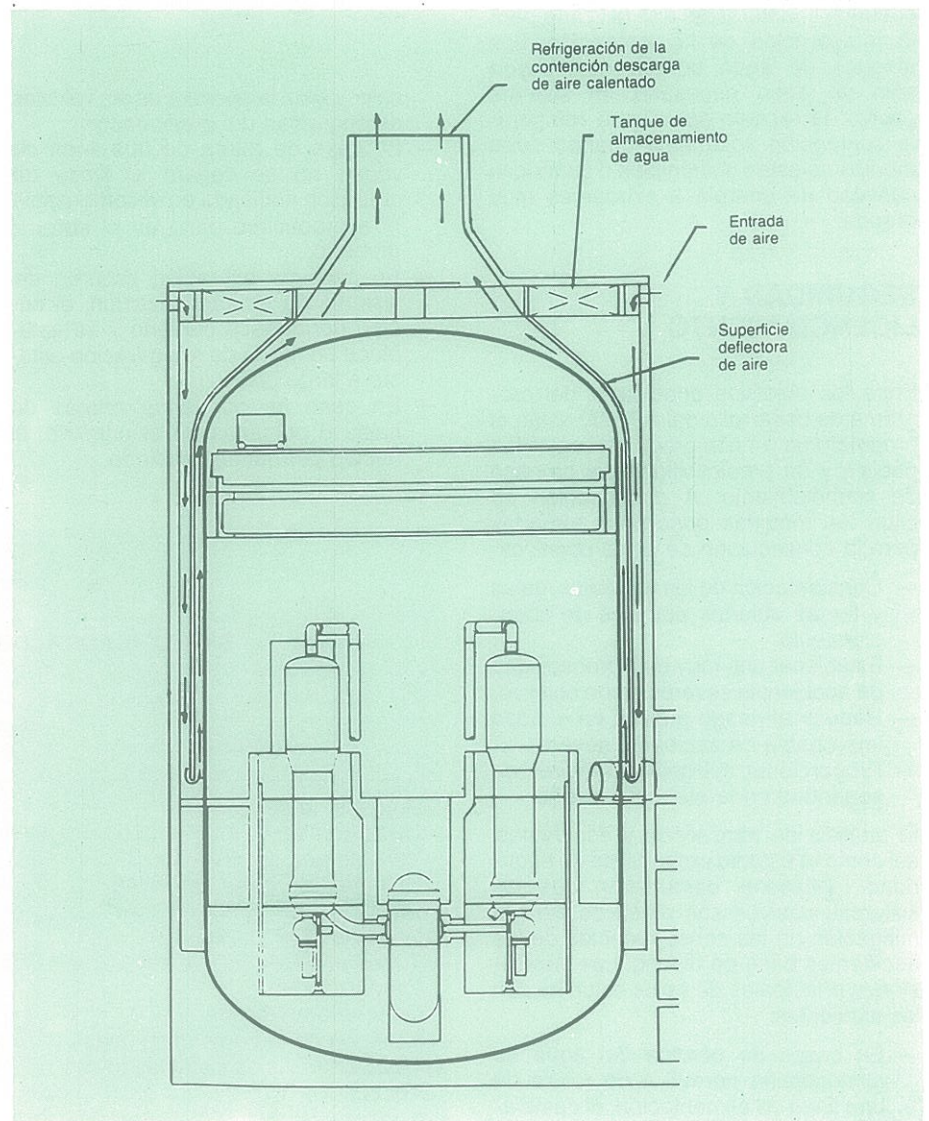
automáticamente con señal bajo-bajo en el presionador, y con los disparos consiguientes del reactor y bombas principales. Estos dos tanques, junto con dos acumuladores, son los medios previstos para proporcionar agua al primario en el caso de grandes roturas. El caudal de inyección de los tanques de inyección pasiva puede incrementarse por acción de la presión de una línea de presión compensada que va desde las ramas frías del reactor a la parte superior de dichos tanques.

Debido a que la capacidad de estos tanques es limitada, se requiere acudir a otras fuentes de agua después de que se haya producido su vaciado en el reactor durante la fase de inyección. El principal suministro utilizado para este fin es el tanque de almacenamiento de agua de recarga, que se encuentra situado por encima del nivel de los lazos primarios y proporciona agua al reactor

por gravedad. Este mecanismo de aportación es sólo viable cuando la presión hidrostática del agua del tanque sumada a la presión de la contención es mayor que la presión del sistema primario. Para iniciar la actuación de este mecanismo en el momento requerido, el sistema primario está dotado de un sistema de despresurización que se activa con la actuación de los tanques pasivos de aportación al núcleo coincidente con señal de bajo nivel.

El alivio de la presión en el primario se realiza a través de dos conjuntos de válvulas redundantes existentes en el presionador, cuya descarga se conduce al tanque de almacenamiento de agua de recarga. En caso de LOCA, se producirá el vaciado de este tanque en unas 10 horas. Para entonces se habrá producido ya la inundación de la contención y se habrá establecido una recirculación del agua, que, por gravedad,

**F IV** Sistema pasivo de refrigeración de la contención.



vuelve al sistema primario. El núcleo se refrigera, produciéndose vapor que al escapar es condensado en las paredes de la contención, descendiendo por gravedad hasta introducirse de nuevo en el primario.

El sistema pasivo de rociado de la contención consta de dos tanques para agua borada y varios tanques de nitrógeno a presión, todos colocados fuera de la contención. Por señal de alta actividad en la contención, se abren las válvulas de aislamiento que separan los tanques de nitrógeno presurizado de los de agua borada, originándose un caudal de rociado en la contención de 1.100 galones por minuto durante 30 minutos, continuando durante un cuarto de hora adicional a menores caudales.

El sistema pasivo de refrigeración de la contención transfiere la energía procedente del núcleo en caso de accidente al medio ambiente, manteniendo la presión de la contención dentro de sus límites de diseño y reduciéndola significativamente en el largo plazo.

En la figura IV se indica el camino de la circulación natural del aire utilizado para la refrigeración de la contención. Los tanques de agua borada contribuyen sólo en caso necesario. El sistema pasivo de rociado actúa para refrigerar la contención solamente cuando otros medios no están disponibles o cuando la cantidad de energía a extraer es muy grande.

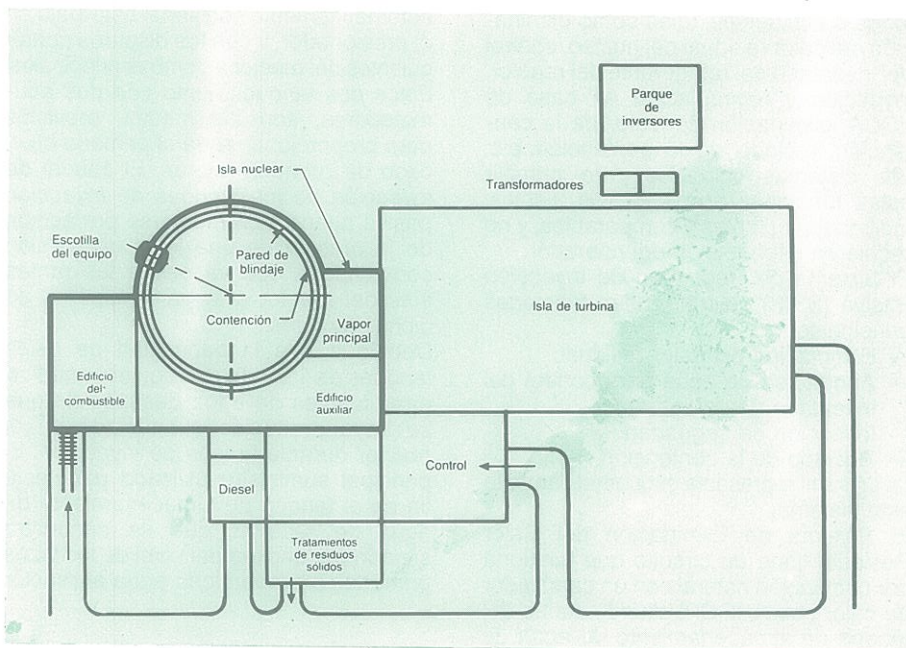
## SEGURIDAD Y LICENCIAMIENTO

Entre los objetivos principales del programa de desarrollo del AP-600 están el proporcionar un alto grado de seguridad pública y de predictibilidad del proceso de licenciamiento. A continuación se citan las medidas principales tomadas para la consecución de estos objetivos:

- Consideración de los requisitos, guías y temas abiertos actuales de licenciamiento.
- Establecer una muy baja probabilidad de accidentes severos como objetivo.
- Reducir el riesgo público en el caso improbable de accidente severo.
- Proporcionar márgenes mayores de seguridad en la etapa de diseño.

El análisis de transitorios y accidentes, así como el estudio probabilista de seguridad realizados, demuestran que los sistemas pasivos son efectivos para la mitigación de las consecuencias de los accidentes base de diseño. Las conclusiones principales de estos estudios son las siguientes:

- En casos de pérdida del agua de alimentación normal o de rotura de una línea de alimentación, el cambiador de calor pasivo elimina suficiente



F V Disposición de la planta.

calor y evita la apertura de las válvulas de seguridad del presionador.

- En caso de rotura de una línea de vapor, no se llegará al límite de ebullición nucleada en el combustible ni a producirse daño en el sistema primario.
- En caso de actuación espúrea del sistema de despresurización, el núcleo permanece cubierto y se establece un modo de refrigeración estable a largo plazo.
- En caso de pequeñas roturas de hasta 8 pulgadas en el primario, el núcleo permanece cubierto.

- En caso de grandes roturas, la temperatura máxima esperada en la vaina es de 1.450° F, frente al límite de 2.000° F del apéndice K.
- En caso de grandes roturas, las máximas presiones esperadas en la contención son de 40 psig en la primera fase del accidente y 20 psig al cabo de 24 horas.
- Las dosis a la población se encuentran muy por debajo de los límites establecidos por la NRC para accidentes base de diseño.

Los resultados del análisis probabilista

### T I

#### SIMPLIFICACION DEL DISEÑO DEL AP-600

| Equipo                             | Referencia de 2 lazos | AP-600  | % Reducción |
|------------------------------------|-----------------------|---------|-------------|
| Bombas de seguridad                | 25                    | Ninguna | Total       |
| Otras bombas                       | 188                   | 139     | 26%         |
| Ventiladores del HVAC              | 52                    | 27      | 8%          |
| Unidades de filtros del HVAC       | 16                    | 7       | 56%         |
| Válvulas NSSS (>2")                | 512                   | 215     | 58%         |
| Válvulas BOP (>2")                 | 2.041                 | 1.530   | 25%         |
| Tubería NSSS (>2") (pies)          | 44.300                | 11.042  | 75%         |
| Evaporadores                       | 2                     | 0       | TOTAL 51%   |
| Generadores diesel                 | 2                     | 1       |             |
| Volumen de la contención (pies³)   | 2.700                 | 3.000   | —           |
| Volumen edificios sísmicos (pies³) | 6.700                 | 1.600   | —           |
| Volumen                            |                       |         | 51%         |

de seguridad preliminar indican que la frecuencia de fusión núcleo es al menos un factor de 10 inferior a las de las mejores centrales actuales y que la probabilidad de emisiones importantes es inferior a un factor de 100.

## DISPOSICION DE LA PLANTA Y METODOS DE CONSTRUCCION

En la figura V se representa un esquema de isla nuclear. En ella puede verse la idoneidad de los accesos para facilitar la posibilidad de cumplimiento de un plazo de 36 meses desde el primer hormigón hasta la carga de combustible. Existe una sola entrada de personal con las áreas de acceso "limpia" y "potencialmente contaminada" perfectamente identificadas y separadas para mejor controlar los niveles de exposición radiactiva.

Los sistemas de seguridad están situados en los edificios de la contención auxiliar y de combustible, compartiendo una losa común. Con objeto de que el refrigerante del reactor no salga de la contención, se ha dispuesto el sistema de control químico y volumétrico en un módulo blindado y prefabricado que está situado dentro del edificio de la contención.

Los edificios de la planta, con excepción de la contención, están diseñados de forma que la distancia entre paredes y suelo sea uniforme, con objeto de poder acomodar los módulos de equipo prefabricados conteniendo tubería, bandejas de cables e instrumentación. Los espacios entre estos edificios están diseñados para proporcionar las separaciones y agrupamientos requeridos en los sistemas eléctricos y de fluidos.

La utilización de módulos de equipo fabricados en taller y enviados al emplazamiento por ferrocarril permite acortar el plazo de construcción. Estos módulos se ensamblan en el emplazamiento y se colocan en el área que les corresponde. Se puede concluir que el efecto combinado de la construcción modular y de la simplificación del diseño permitirán reducir el período de tiempo desde la adjudicación de la central hasta la operación comercial a 5 años, de los cuales 18 meses es el período estimado hasta el comienzo de la construcción para los trabajos relativos al emplazamiento y petición de componentes críticos, 36 meses de construcción y 6 de arranque.

## COMPARACION CON OTROS DISEÑOS

Basta observar la tabla I para darse cuenta del grado de reducción de equipos

### T II

#### COMPARACION DE CENTRALES

| Sistemas-Componentes                      | AP-600           | Referencia 21    |
|-------------------------------------------|------------------|------------------|
| Vida de diseño (años)                     | 60               | 40               |
| Potencia NSSS (MWt)                       | 1.819            | 1.882            |
| Potencia del núcleo (MWt)                 | 1.812            | 1.876            |
| Potencia eléctrica neta (MWe)             | 600              | 620              |
| Presión de operación del reactor (psic)   | 2.250            | 2.250            |
| Temperatura rama caliente (°F)            | 612              | 616              |
| Presión generador de vapor (psic)         | 918              | 920              |
| Temperatura agua alimentación (°F)        | 455              | 430              |
| Núm. de conjuntos de combustible          | 145              | 121              |
| Longitud activa del combustible (")       | 144              | 144              |
| Diámetro exterior varilla combustible (") | 0,360            | 0,374            |
| Núm. de conjuntos de control              | 45               | 33               |
| Material absorbente                       | Ag-In-Cd         | Ag-In-Cd         |
| Núm. de conjuntos de barras grises        | 12               | —                |
| Potencia lineal media (kW/pie)            | 3,84             | 5,37             |
| FQ                                        | 2,40             | 2,34             |
| Diámetro interior vasija (")              | 157              | 132              |
| Construcción                              | Virolas forjadas | Virolas soldadas |

conseguido en el diseño del AP-600 con relación a una central de dos lazos de potencia parecida y de diseño actual.

Se han eliminado los sistemas de agua de alimentación auxiliar, de eliminación de calor residual, de agua de servicios y de reciclado de boro, al ser realizadas sus funciones de seguridad por el cambiador de calor pasivo, por el sistema pasivo de refrigeración de la contención y por un sistema modificado de refrigeración del combustible gastado. Se ha reducido la cantidad de efluentes mediante la utilización de las barras de control para las operaciones de seguimiento de carga, de un ciclo más largo de combustibles y por el efecto de la encapsulación de las bombas principales.

En la tabla II se comparan las características principales del AP-600 con las de una central estándar de 2 lazos de Westinghouse.

La peculiaridad de las características de los sistemas pasivos de seguridad de inyección al núcleo y de refrigeración de la contención permiten la utilización de sistemas soportes tales como el de agua de refrigeración y el de suministro eléctrico de corriente alterna que no sean de seguridad, con la consiguiente simplificación que esto implica. La utilización de la electrónica digital y de las técnicas de multiplexado conlleva una reducción importante de las cantidades de cables y de las de sus correspondientes bandejas. La simplicidad del diseño redunda en una reducción de costos, estimándose el

costo de kilowatio instalado de un AP-600 completo y licenciado, sin incluir intereses ni escalación, de 1.270\$. Estudios de EPRI indican que un costo de 1.465 \$/kW instalado (sin intereses ni escalación) situaría a los reactores avanzados en una posición ventajosa para competir con las centrales de carbón. Las hipótesis para la evaluación del costo se basan en que el diseño ha recibido una certificación de la NRC y que la ingeniería esté acabada antes de empezar la construcción. Otras hipótesis están extraídas de ORNL Code of Accounts y en las guías del DOE.

## REFERENCIAS

- Westinghouse Electric Corporation, *AP-600, an Advanced Passive Plant Simplified for the 1990s and Beyond*. Pittsburgh, PA, mayo 1988.
- H. J. BRUSHI, etc., *AP-600: A Simplified, Passive APWR Plant Design*. Proceedings of the American Power Conference, Mayo 1989.
- Carta de W. JOHNSON (W) a la NRC, *600 MWe Advance Passive PWR*. Referencia NS-NRC-89-3412, de febrero 22, 1989.
- R. VIJUK, etc., *AP-600 Offers a Simpler Way to Greater Safety, Operability, and Maintainability*. Nuclear Engineering International, noviembre 1988.