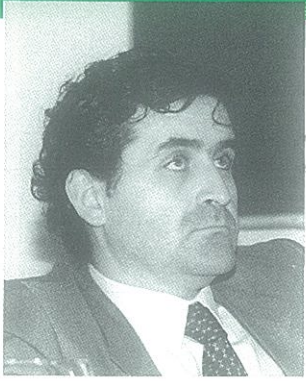




Antonio HOLGADO  
INITEC - Jefe del Proyecto APWR-1000  
por INITEC



Theo VAN DE VENNE  
Westinghouse - APWR Development  
Manager



José COBIAN  
Westinghouse - Jefe del Departamento  
de Servicios Técnicos

## DESCRIPCION TECNICA

# CENTRAL NUCLEAR AVANZADA EVOLUTIVA APWR-1000

A. HOLGADO - T. VAN DE VENNE - J. COBIAN

## DESCRIPCION TECNICA

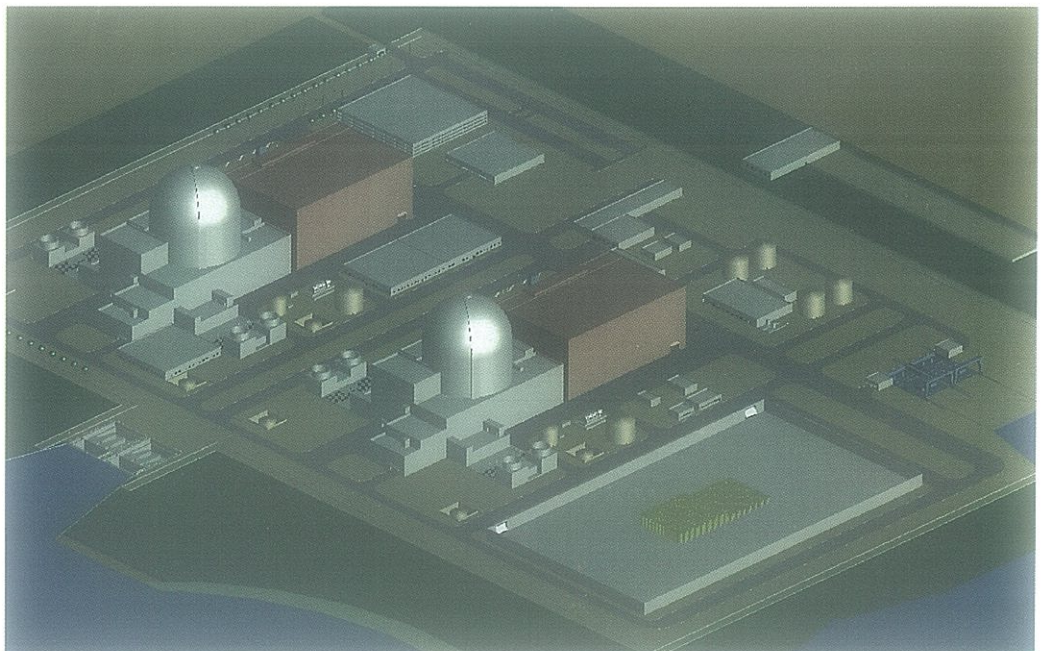
El APWR-1000, desarrollado conjuntamente por Westinghouse y las empresas del Grupo Teneo, Initec, Ensa y Enusa, con la colaboración de Endesa, es la evolución lógica del diseño estandarizado SP/90 de Westinghouse, reactor avanzado de 4 lazos y 1.350 MWe, basado en el

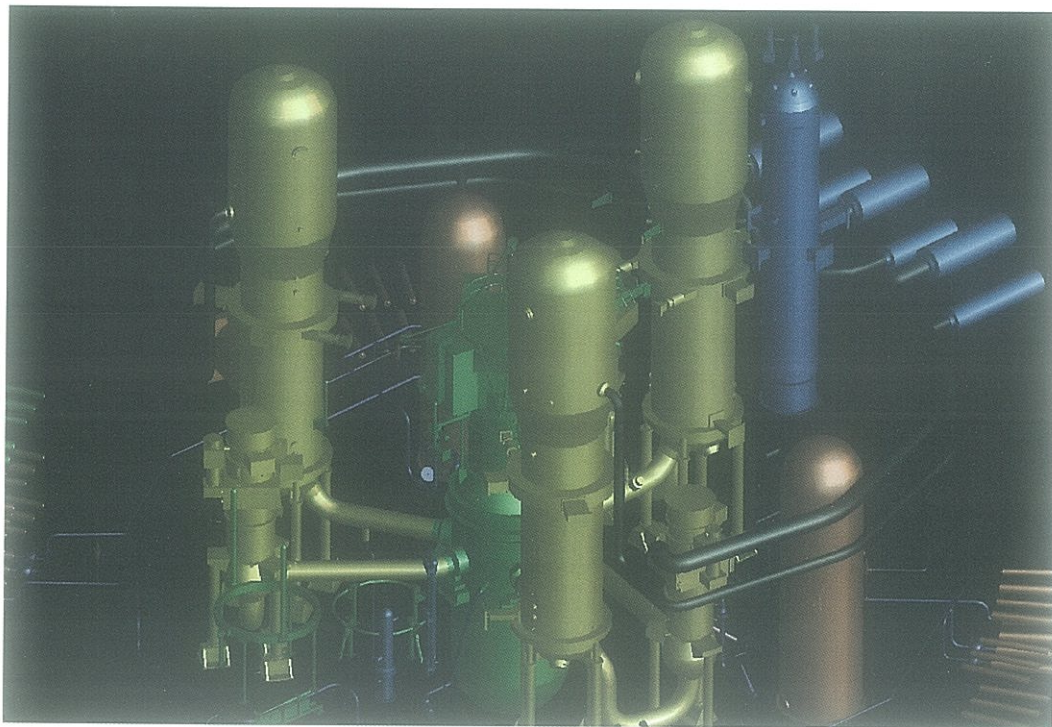
APWR-1300 japonés, de diseño conjunto entre Westinghouse y M.H.I.

Los principios aplicados en el proceso de diseño del APWR-1000 son:

- Adaptación a una central de tres lazos de los conceptos básicos de diseño del SP/90, en particular los referentes al NSSS y filosofía de los sistemas de seguridad, en lo referente a redundancia, independencia y separación.

**F I** Emplazamiento con dos unidades APWR - 1000





F II APWR - 1000. Modelo 3-D del Sistema Nuclear de Generación de Vapor.

- Cumplimiento de los requisitos establecidos en el documento de EPRI "ALWR Utility Requirements Document", vol. 2, que representan el resultado de un proceso de optimización basado en la experiencia operativa de las centrales nucleares americanas.

- Revisión y optimización de todos los aspectos del diseño encaminada a conseguir una reducción significativa en: costes de capital, plazos de construcción, costes de operación y mantenimiento, riesgo radiológico sobre el público e impacto sobre el medio ambiente, con el objetivo último de mejorar la competitividad del APWR frente a otras alternativas energéticas.

- Utilización de tecnologías básicas probadas y avaladas por muchos años de operación de centrales nucleares en las que han participado las empresas codesarrolladoras, tanto en el extranjero como en España, y que han experimentado el lógico proceso de depuración y refinamiento a través de los años.

A continuación se describen las principales carac-

terísticas de diseño del APWR-1000, presentándose en la figura I una vista, generada por ordenador, de un emplazamiento con dos unidades.

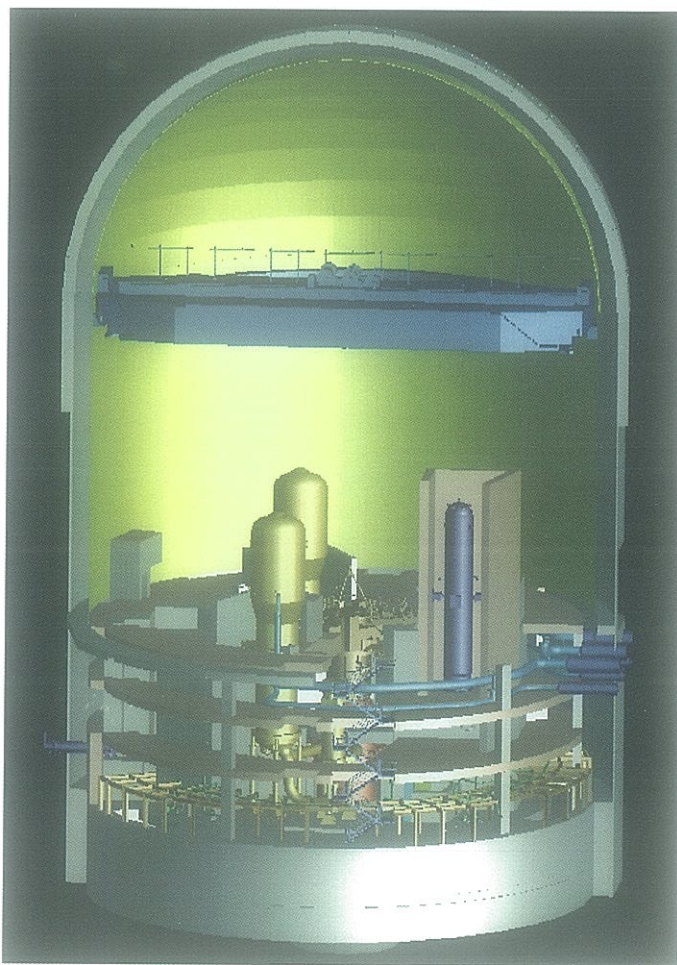
## REACTOR Y SISTEMA DEL REFRIGERANTE DEL REACTOR (RCS)

El núcleo del APWR-1000 es esencialmente el de un reactor estándar de cuatro lazos con potencia reducida a 3.150 MWth. El mayor número de elementos combustibles (193 frente a 157) resulta en una densidad de potencia inferior y en mayores márgenes de operación de combustible. El diseño incorpora mejoras tales como las "barras grises" y el combustible avanzado Vantage V plus, estando preparado para admitir ciclos de 12 a 24 meses sin pérdida de flexibilidad operativa.

La disposición del RCS es análoga al diseño W estándar de tres lazos, con una tubería primaria de mayor diámetro. El tamaño del Presionador es mayor, no siendo necesaria la actuación de las válvulas de alivio en transitorios normales.

La vasija del reactor del APWR-1000 es una adaptación a tres lazos de una de cuatro lazos, con un menor flujo neutrónico en la pared de la misma, velocidades inferiores del refrigerante y márgenes de operación incrementados. Asimismo, para alcanzar una vida útil de 60 años, el diseño de la vasija no incluye soldaduras en las zonas enfrentadas al núcleo del reactor, mientras que la cabeza de la vasija, de tipo integrado, opera a temperatura de rama fría, estando construida de material forjado con gran resistencia al agrietamiento y rotura frágil.

El diseño de los componentes internos del reactor es similar al de los cuatro lazos, con mejoras como la utilización de una única placa de gran resistencia como soporte del núcleo, lo que acorta la longitud total de la vasija y la utilización del criterio



F III APWR - 1000. Vista en sección del Edificio de Contención.

de 60 años de vida útil en los cálculos de diseño.

El APWR-1000 incorpora Bombas de Refrigerante del Reactor del Modelo 100D, con una excelente historia operativa.

Por lo que respecta a los Generadores de Vapor, el APWR-1000 utiliza el modelo 75, evolución del modelo F, en el que se han incorporado sustanciales mejoras y modificaciones, entre las que pueden citarse:

- Utilización de Inconel 690 en la fabricación de los tubos.
- Incremento en el área de transmisión de calor a 75.000 ft<sup>2</sup>.
- Disposición triangular de los tubos con soportado tipo "trifoil".
- Utilización de 20 separadores primarios de humedad para hacer frente a los mayores caudales volumétricos de vapor.
- Utilización de un colector de barro ("Mud drum") y del correspondiente sistema de limpieza ("sludge lancing").
- Acceso mejorado para mantenimiento e inspección mediante un mayor número y tamaño de bocas de hombre y de mano.
- Diseño mejorado de las barras anti-vibratorias de la parte superior del haz tubular.

La figura II representa una vista, generada por ordenador, a partir del modelo 3-D del RCS y componentes asociados.

#### SISTEMA INTEGRADO DE SALVAGUARDIAS

El ISS es un sistema que incluye dos acumuladores pasivos, cuatro subsistemas mecánicos, cada uno de ellos provisto de bombas de inyección de alta y baja presión/rociado y del correspondiente cambiador de calor, y de un tanque de almacenamiento de agua (EWST), localizado dentro de Contención, con la función alternativa de almacenar el agua de recarga.

Los cuatro subsistemas mecánicos son idénticos y físicamente independientes, localizados en compartimientos simétricos alrededor de la Contención, estando la succión de las bombas conectadas directamente al EWST, que actúa también como sumidero de emergencia. Por otra parte, la inyección en el RCS tiene lugar a través de dos toberas dedicadas situadas en el "downcomer" de la vasija para minimizar las pérdidas en caso de rotura.

Otra característica importante del ISS es permitir el enfriamiento del núcleo, en caso de pérdida total de los G.V. como sumidero de calor, mediante "feed and bleed" de emergencia.

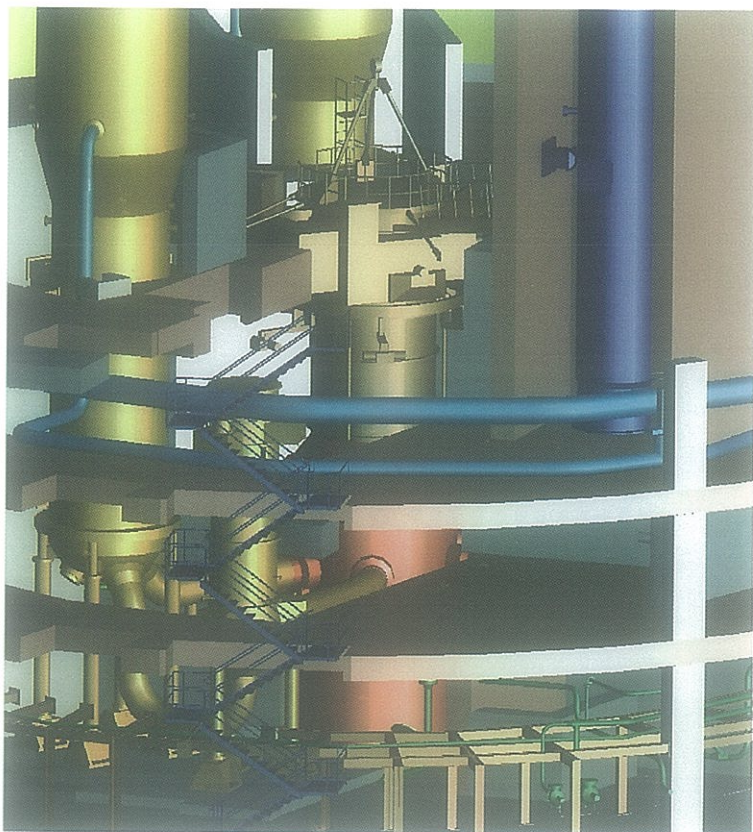
# ¿Quién tiene experiencia en la sustitución de generadores de vapor?

## Siemens AG

## ¡evidentemente!

#### Referencias

|                     |      |
|---------------------|------|
| Obrigheim / RFA     | 1983 |
| Ringhals 2 / Suecia | 1989 |
| Beznau 1 / Suiza    | 1993 |
| Doel 3 / Bélgica    | 1993 |



F IV Vista del modelo 3-D del Edificio de Contención del APWR - 1000.

#### SISTEMA DE AGUA DE ALIMENTACION DE EMERGENCIA (EFWS)

Este sistema consta de dos subsistemas idénticos e independientes, cada uno de ellos provisto de motobomba, turbobomba y tanque de almacenamiento, todo ello situado en el interior del Bloque Nuclear. Cada una de las motobombas puede alimentar a dos generadores de vapor a la vez, mientras que cada turbobomba alimenta a un único generador de vapor.

#### SISTEMA DE CONTROL QUIMICO Y DE VOLUMEN (CVCS)

El CVCS del APWR-1000 difiere de los diseños actuales en que no tiene ninguna función de seguridad, al estar encomendada la inyección de alta presión al ISS. El número de bombas de carga se reduce a dos, existiendo asimismo una pequeña bomba de inyección al agua de sellos de los RCP, con alimentación eléctrica desde la Turbina de Gas, lo

cual disminuye significativamente el riesgo en caso de pérdida total de corriente alterna (LO-AC).

#### SISTEMAS DE RESIDUOS RADIATIVOS

La utilización de "barras grises" para el seguimiento de carga, así como la no reutilización del destilado, tiene como resultado el que el diseño estándar del APWR-1000 incluya un sistema convencional de recuperación de boro (BRS) únicamente para aquellos em-

plazamientos en los que consideraciones de tipo ambiental desaconsejen el vertido de diferentes líquidos borados.

Los sistemas de residuos líquidos (LWS) y gaseosos (GWS) del APWR-1000 son el resultado de un proceso de optimización y simplificación en el que se han tenido en cuenta las experiencias operativas de las centrales actuales. Así, por ejemplo, el WLS no incluye ningún evaporador, siendo la desmineralización con resinas mejoradas el método de descontaminación elegido.

#### SISTEMAS ELECTRICOS

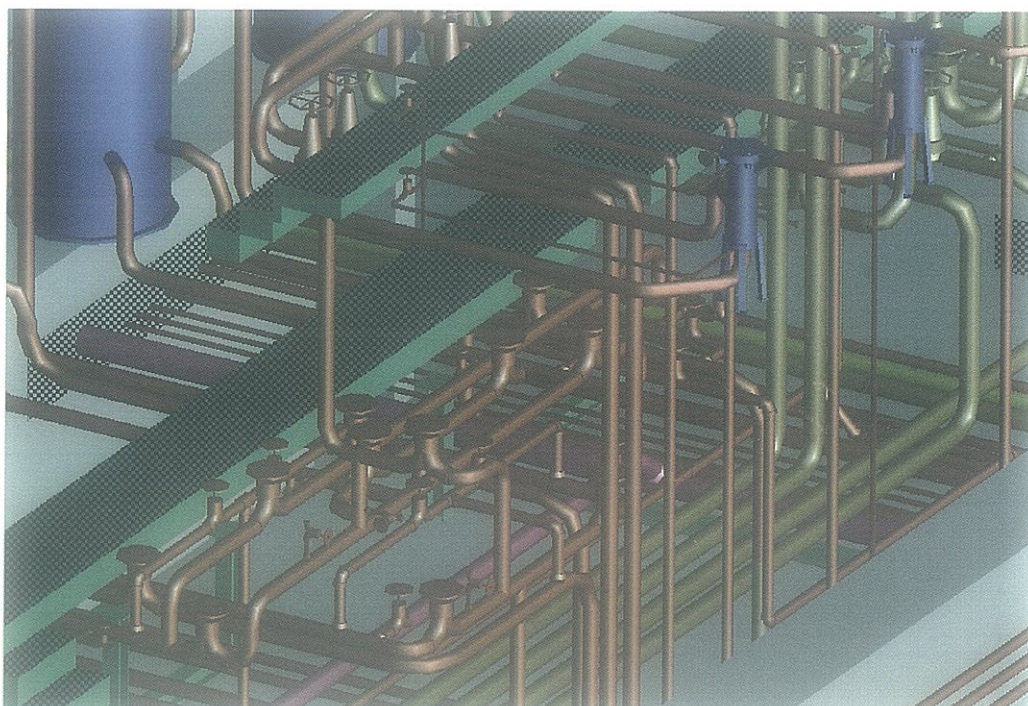
Las diferencias más significativas entre los sistemas del APWR-100 y los de las centrales actuales son:

- Generadores Diesel de Emergencia de una potencia menor debido a unas menores cargas de los equipos de seguridad.
- Utilización de una Turbina de Gas como sistema diverso de suministro de AC en caso de pérdida de potencia exterior, con capacidad de actuar tanto como respaldo de los GD como haciendo frente a cargas esenciales no de seguridad.
- Reducción en el número y longitud total de cables, tanto de control como de potencia, debido a la nueva arquitectura de los sistemas de I&C, la simplificación de sistemas y la optimización de las disposiciones generales.

#### DISEÑO FISICO

El diseño físico del APWR-1000 es el resultado de un proceso de racionalización.

F V Vista del modelo 3-D de la Isla Nuclear del APWR - 1000.



zación, simplificación y optimización en el que, tomando como base los conceptos básicos utilizados en el SP/90, se han tenido en cuenta los requerimientos del documento de EPRI, particularmente en lo referente a separación, accesibilidad, ALARA, fiabilidad de mantenimiento y protección contra sabotajes, entre otros.

El concepto básico utilizado en la disposición física del APWR-1000 es la agrupación de todos los sistemas y equipos importantes para la seguridad en una única estructura sísmica, de planta rectangular y envolvente del Edificio de Contención, con losa común a este último, y que se denomina Bloque Nuclear.

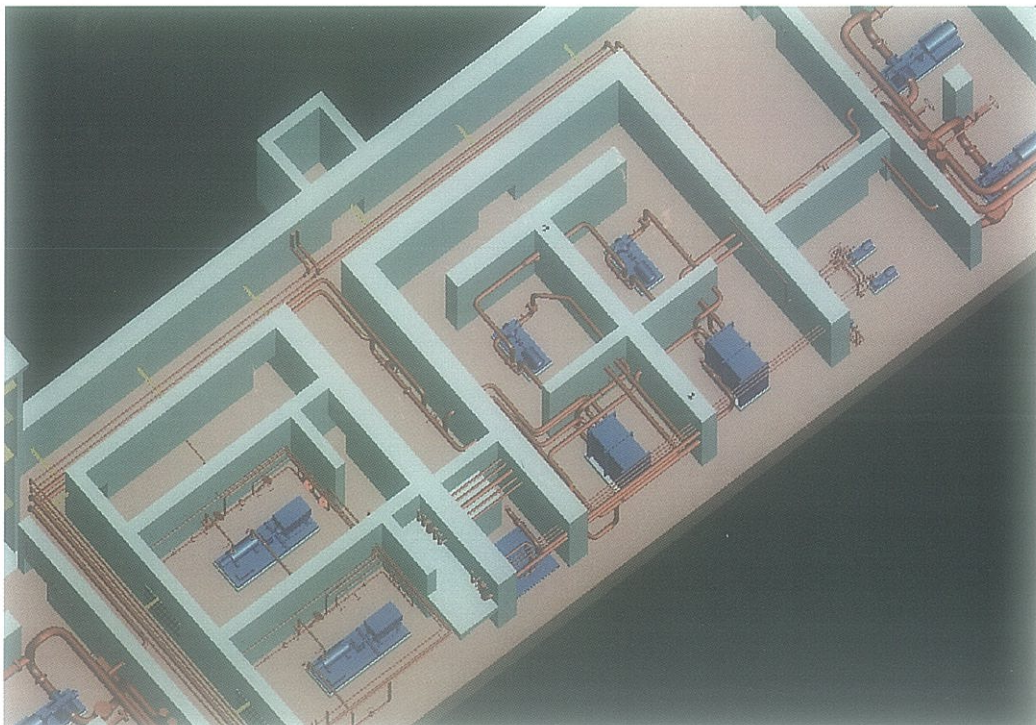
En el interior del Bloque Nuclear se encuentran situados los componentes que en diseños convencionales ocuparían el Edificio Auxiliar, Edificio de Combustible, Edificio de Control y Edificio de Penetraciones de Vapor. Alberga asimismo en su interior los tanques de almacenamiento de agua del sistema EFWS.

El diseño interior del Bloque Nuclear hace uso de la simetría especular respecto de un plano vertical que pasa por el eje del Edificio de Contención y por el eje longitudinal del Edificio de Turbina. Dicha simetría optimiza la separación entre trenes, minimizando los recorridos de tuberías y cables y permite la implantación de un efectivo control de accesos desde el punto de vista de protección contra sabotajes.

La accesibilidad a los diferentes cubículos y las necesidades de desmontaje han sido asimismo tenidas en cuenta, mediante el uso de corredores longitudinales y transversales aptos para la utilización de pequeños vehículos, así como de espacios verticales reservados para izado de grandes piezas de equipo.

El diseño incluye asimismo previsiones para un eventual reemplazo de generadores de vapor a través de la escotilla principal de equipo, e incluye una escotilla secundaria de menores dimensiones, para utilización durante las recargas.

Por lo que respecta al Edificio de Contención, la característica de diseño más importante es el uso del concepto de doble contención de construcción híbrida, esto es una contención interior metálica en forma de cilindro con tapa hemisférica y una contención exterior de hormigón con revestimiento de acero convencional ("liner") en la losa base. El es-



F VI Vista del modelo 3-D de la Isla Nuclear del APWR - 1000.

pacio anular entre ambas contenciones permite la utilización de un sistema de rociado externo de la contención metálica, previsto para la utilización en caso de accidentes severos. Con este mismo fin el diseño de la cavidad del reactor incluye una estructura "core catcher" y un espesor de hormigón de 90 cm. por encima de la chapa de revestimiento.

La figura III representa una vista en sección del Edificio de Contención, obtenida a partir del modelo 3-D.

El resto de las estructuras sísmicas, esto es los edificios que albergan los Generadores Diesel y Sumidero Ultimo de Calor, se encuentran adosados al Bloque Nuclear guardando la misma simetría especular, como puede observarse en la Figura I.

Por último, el resto de los edificios (Residuos, Eléctrico, Mantenimiento, Taller Caliente, etc.) se encuentran adosados al Bloque Nuclear, en la parte más conveniente desde el punto de vista de minimización de recorridos de cables y tuberías.

## SISTEMA DE DISEÑO EN 3-D

Uno de los objetivos planteados desde el inicio del proyecto APWR-1000 ha sido la utilización en el mismo de las herramientas de diseño y cálculo más avanzadas, y en particular, de un sistema de diseño integrado en 3-D que, a través de la construcción de una maqueta electrónica completa de la planta, permitiese el mayor gra-

do posible de integración entre las diferentes disciplinas y la consecución de un diseño libre de errores e interferencias.

El sistema seleccionado fue el PDMS "Project Design Management System" de CADCenter, operativo en INITEC desde 1991, y cuyas características más significativas son:

- Capacidad de modelización de proyectos de dimensiones prácticamente eliminada.
  - Modelado sólido interactivo en 3-D con dimensiones reales.
  - Comprobación automática de consistencia e interferencias.
  - Producción automática de isométricas de tuberías.
  - Obtención automática de todo tipo de planos representando vistas, perspectivas y secciones.
  - Interfase con numerosos paquetes de análisis y gestión.
- La aplicación concreta del PDMS en el APWR-1000 ha sido la modelización de las Islas Nuclear y de Turbina, con el siguiente alcance:
- Estructuras de hormigón y metálicas.
  - Equipos mecánicos, eléctricos y de I&C.
  - Tuberías > 3".
  - Conductos de HVAC.
  - Bandejas de cables.

Las figuras IV, V y VI representan diferentes vistas del modelo 3-D generado para la Isla Nuclear, pudiéndose observar en las mismas el grado de detalle que puede alcanzarse en el modelo.