

ESTRUCTURAS DE CONTENCIÓN DEL REACTOR Y SUS COMPONENTES EN UNA CENTRAL NUCLEAR (*)

Por DOMINGO LEON EZCURRA

Dr. Ingeniero de Caminos.
Bechtel España y Bechtel Power Corporation.
Los Angeles (California).

Pretendiendo iluminar el penumbroso ambiente que intentan ocasionar las tinieblas del controversial tema de las centrales nucleares, de indiscutible actualidad, el presente artículo describe el rigor analítico con que se lleva a cabo el cálculo y el proyecto de un recipiente de contención que encierra el aparato más delicado y costoso de una central nuclear: el reactor y sus componentes, donde ocurre la fisión del uranio. Aparato que, en la terminología nuclear, se llama N.S.S.S. (Nuclear Steam Supply System).

El autor describe las ventajas de los recipientes de hormigón postensados y su incuestionable seguridad respecto a los riesgos de contaminación y radiación biológica, que se evidencia por el considerable número de ellos construidos en el mundo en más de 75.000 millones de megavatios de potencia eléctrica instalada e invulnerables a las hipótesis de cargas más inimaginables para los que se proyectan.

El programa español de generar energía mediante centrales nucleares anticipó proféticamente la presente crisis del petróleo que hoy todos padecemos. En este momento se están construyendo en España tres centrales del tipo Westinghouse de reactor de agua presurizada, consistentes en dos unidades de casi un millón de kilovatios cada una. Ellas son la de Ascó, Lemóniz y Almaraz. Hay una cuarta, que es la de Cofrentes, de la que nos ocuparemos menos por estar dentro de otro tipo de reactor de agua en ebullición de General Electric.

Una de las peculiaridades de las centrales de Ascó y Lemóniz (véase la figura 7) es la estructura de contención de hormigón postensado que encierra el reactor nuclear y sus

componentes auxiliares tales como el generador de vapor, las bombas de enfriamiento del refrigerante y el sistema de tuberías de circuito de agua caliente, fría y de vapor hacia la turbina, el reactor nuclear, etc.

La estructura de contención es uno de los edificios más complicados y costosos de la central. Es estrictamente funcional por naturaleza, y en consecuencia su cálculo y concepción ha de reflejar esta singularidad.

La dificultad de cálculo nace de la magnitud de las cargas, su extensión y complejidad. La estructura ha de resistir los embates más duros de la naturaleza, y como tales, aleatorios (tornados, *tsunamis*, terremotos, impacto de proyectiles, etc.). Las normas actuales de proyecto y construcción excluyen tales contingencias, que en caso de hacerlo rigurosamente encarecerían notablemente sus costes.

Los condicionantes generalizados del pro-

(*) Se admiten comentarios sobre el presente artículo, que pueden remitirse a la Redacción de esta Revista hasta el 28 de febrero de 1975.

yecto de la estructura de contención son los siguientes:

1. La estructura de contención deberá de estar provista de los medios tales que garanticen la estanquidad total al escape de los radioisótopos altamente contaminantes en caso de accidente nuclear.

2. La estructura deberá de soportar la presión máxima y el gradiente de temperatura causada por la pérdida del refrigerante durante la fisión nuclear en el reactor. Esto es lo que se suele llamar la pérdida del L.O.C.A. (Loss of Coolant Accident).

3. La estructura ha de calcularse para resistir las sollicitaciones convencionales, además de las aleatorias, tales como terremotos, tornados, etc.

4. La estructura deberá de apoyar el tinglado de tuberías de alta presión, conductos eléctricos y ha de estar provista de accesos para la carga y descarga del combustible.

5. La función primordial del edificio de contención, denominado de clase I, en la terminología nuclear, es la de protección biológica en el caso de un hipotético accidente nuclear, es decir, la insoslayable función de servir de filtro para evitar el trasvase de partículas radiactivas hacia el medio ambiente. Téngase en mente que el concepto de accidente no es el mismo que se tiene sobre un cataclismo producido en una explosión atómica, sino el de contaminación radiactiva del medio exterior, cuyo filtro principal son las paredes del edificio de contención. El accidente se produciría por la ruptura de las tuberías de agua, que llegan continuamente al núcleo del reactor, cuya función es mantener refrigeradas las barras de uranio semifundidas y expuestas a la temperatura de 2.000° C en condiciones diarias operativas.

La Comisión de la Energía Atómica (AEC) es la organización que en los Estados Unidos dicta los criterios sobre protección biológica en relación a sus impactos sobre el medio ambiente. La mayoría de los países del mundo siguen las recomendaciones del AEC y de la ICRP (The International Commission on Radiological Protection), con sede en Viena.

La dosis de las radiaciones ha de limitarse en el caso de accidente nuclear, y el grado de

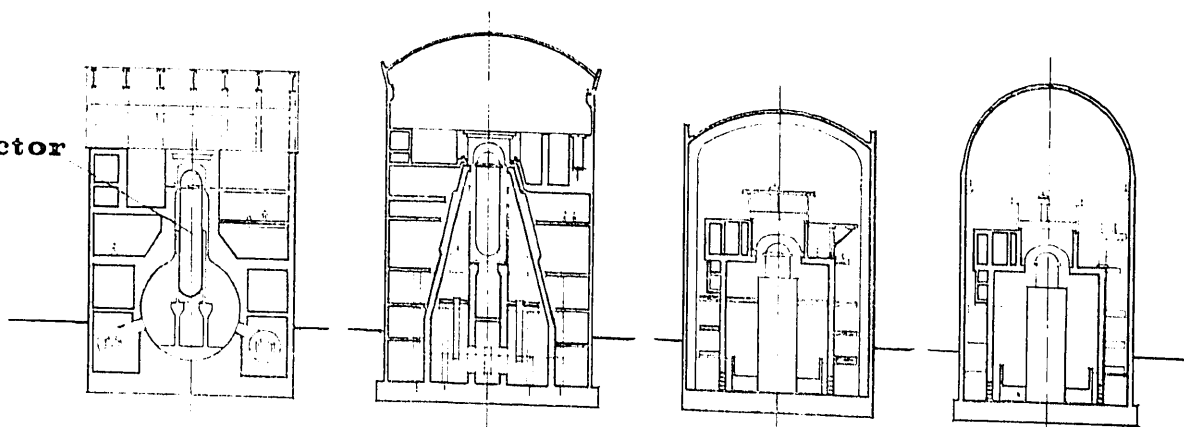
las mismas depende de la protección biológica que le proporcione la estructura de contención. La dosis más peligrosa se considera la que afecta la glándula tiroides de los seres vivos, provenientes de inhalar radioisótopos de yodos generados en la radiación nuclear en la cantidad de 300 REM/Unidades equivalentes Roentgen/persona, y por exposición directa del cuerpo a un flujo de 25 REM de radiactividad. Los valores de diseño aceptables son de sólo 25 REM. Además de las dosis por persona, también ha de considerarse las dosis por población adyacente a la central y que es la obtenida de multiplicar la dosis/persona por la población.

A muchos ha llamado la atención el número de hipótesis de cargas, y en consecuencia, el derramamiento de muchos litros de tinta y gasto de toneladas de papel en repetir análisis y cálculos de estos recintos de contención nuclear, con teorías, tales como las matriciales, que hasta la aparición de los ordenadores, se encontraban aletargadas como meras especulaciones matemáticas. El precio del proyecto del edificio de contención, en relación al coste de la central y las consecuencias fatales irreversibles en caso de fallar, justifican el cálculo exhaustivo de estas estructuras. El coste promedio de una central nuclear de un millón de kilovatios es de más o menos 500 millones de dólares, y la relación respecto al coste del sistema nuclear NSSS (nuclear supply steam system) encerrado dentro del recinto de contención es aproximadamente de 10 a 1.

Los primeros contenedores de hormigón postensado fueron construidos por los franceses y usados en las centrales de Marcoule G-2 y G-3 para las vasijas nucleares primarias. Fueron cilindros de generatriz horizontal y de dos tapas cóncavas, a fin de que el hormigón estuviera siempre a compresión cuando la presión de vapor actuase en sus paredes interiores. La inoperancia de estos contenedores se demostró a través de los años cuando los reactores nucleares crecieron de generación a generación. El segundo intento fue hecho por los ingleses en la central de Oldbury y por General Electric-Simon Carves, quienes concibieron cilindros de generatrices verticales con cables del sistema postensado meridianales y circunferenciales.

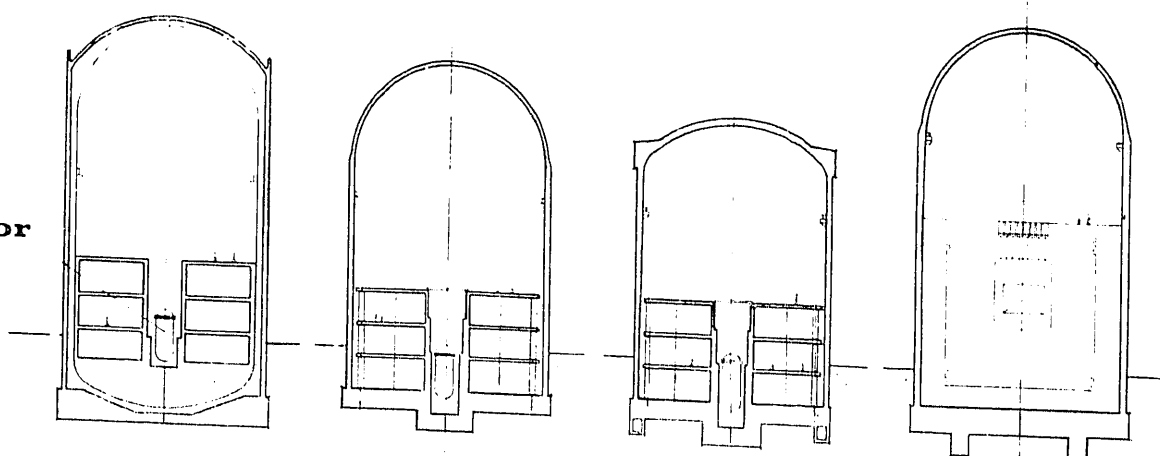
La potencia eléctrica instalada en el mundo

reactor



1 2 3 4
Recintos de contención de centrales nucleares de agua por ebullición BWR (General Electric).

reactor



5 6 7 8
Recintos de contención de centrales nucleares de agua presurizada PWR (Westinghouse).

Recintos tipo BWR

1. Tipo Mark I de chapa de acero.
2. Tipo Mark II de hormigón armado.
3. Tipo Mark III de chapa de acero.
4. Tipo Mark III de hormigón armado.

Recintos tipo PWR

5. Recinto de chapa de acero.
6. De hormigón armado.
7. De hormigón pretensado.
8. Recinto tipo HTGR, refrigerado por gas.

corresponde al 46 por 100 mediante el sistema de reactores de agua presurizada (PWR) y el 34 por 100 por agua en ebullición (BWR). En Estados Unidos los porcentajes son de 60 por 100 para el primer caso y 40 por 100 para el segundo. Los de agua presurizada son fabricados por Westinghouse, Combustion Engineering y Babcock & Wilcox, y los de agua en ebullición, por General Electric. Las variaciones existentes dentro de los PWR radican en la configuración física del generador de vapor e intercambiador de calor. Sin embargo, las va-

riaciones son más notorias dentro de los tipos BWR, que usan diferentes pozos secos y cámaras aliviadoras de la presión en el contenedor primario. Los tres prototipos de BWR son el Mark I, el Mark II, el Mark III (véanse las figuras 1, 2, 3 y 4, respectivamente).

En Alemania, la firma Kraftwerk fabrica los BWR, y Siemens, los PWR. Inglaterra y Francia han orientado su programa nuclear a reactores refrigerados por gas, aunque en Francia existe actualmente la tendencia hacia los de agua presurizada.

Las preferencias de Italia se manifiestan por un reactor refrigerado por gas en la Central de Latina, un PWR en Trino, un BWR en Garighano y Caorso. Dentro de pocos meses se iniciarán los proyectos de un PWR y otro BWR.

Las presiones bajas de accidente en los prototipos BWR no favorecen el empleo del postensado en sus estructuras de contención, ya que las presiones de vapor se absorben cómodamente con una estructura de chapa de acero. Sin embargo, algunos reactores del prototipo Mark II han sido postensados, y existe la posibilidad de que en el más reciente modelo de reactor de agua en ebullición Mark III se use tal técnica. Algunos contenedores del tipo Mark I han resultado altamente costosos de construir, tales como en las centrales de Oyster Creek, Nine Mile Point, Vermont Yankee, Pilgrim, Peach Bottom 2 y 3 y Duane Arnold. Si bien el Mark II (véase la figura 2) intentó superar el diseño y los costes del mismo, la configuración del pozo seco y del aliviador de presiones coloca el reactor muy encima de la cota de la cimentación del contenedor, lo que sitúa a éste a mucha altura, y en consecuencia, lo penaliza desde el punto de vista de terremotos. De los cuatro construidos, las centrales de Baily, Zimmer y La Salle son postensados. La última versión de los BWR es el Mark III (vease la figura 3), encerrado en un edificio de contención doble, el uno de acero y una cámara de aire, entre el segundo que es de hormigón para protección biológica. Las dos primeras plantas en proceso avanzado de construcción en el mundo, del tipo BWR, Mark III, son Gran Gulf y Kuosheng, en Taiwan; son proyectos de Bechtel. La tercera es la de Cofrentes, en España.

La tendencia manifiesta hacia el empleo de reactores de agua presurizada del tipo PWR se demuestra palmariamente por los porcentajes anteriormente citados, y la incuestionable seguridad respecto a los riesgos de contaminación y radiación biológica de las estructuras de contención que los encierran se evidencia por la potencia actual instalada de más de 75.000 MW en el mundo entero, que continúan incolumente funcionando, e invulnerables a las hipótesis de cargas más inimaginables para las que se proyectan.

Aunque sería arriesgado achacar alguien en primera persona la paternidad de las estructuras de contención del tipo postensado

para reactores nucleares más vendidos en el mundo, la firma Bechtel Corporation, de San Francisco (California), es la pionera de este prototipo de estructuras que se encuentran en plena construcción en España en la Central de Lemóniz, en la que participan las empresas españolas del grupo IBERDUERO y Sener, y la Central de Ascó, de FECSA y ENHER, en la que colaboran las empresas locales Auxies y Inypsa.

El prototipo de recintos de contención postensado para reactores nucleares (véase la figura 7) es el producto de una exhaustiva, dura y larga investigación tecnológica con la evidencia tangible de su éxito en la aplicación de más de 28 centrales actualmente en el mundo entero, con una potencia total de 30.000 MW, instalados por Bechtel Corporation desde su primera central comercial de Dresden, Illinois, en 1960 en los Estados Unidos. El recinto es un cilindro de hormigón postensado de unos 40 m de diámetro y unos 60 m de altura y un metro de espesor, cubierto en su parte superior por un casquete de menor espesor, pero diámetro igual o algo menor que el del cilindro.

Si la cubrición es un casquete esférico, la transición del cilindro se realiza mediante una superficie toroidal de revolución. Sin embargo, si la cúpula es una semiesfera perfecta, la transición del cilindro a la cúpula es inmediata. La malla de cables del postensado en el primer caso es de tres capas, dispuestas una encima de la otra a 120°, y anclados en la viga de borde entre cúpula y cilindro. Este es el caso de las Centrales Nucleares (en Estados Unidos) de Palasides, Point Beach, Turkey Point, Oconee, Calvert Cliffs, Arkansas, Millstone, Midland, Farley, Vogtle, Rancho Seco, Forked River, Three Mile Island, Perryman, San Onofre, Cristal River, Summer 1, etcétera, y en España, Lemóniz y Ascó. Los cables del postensado en el caso de cúpula semiesférica, la envuelven completamente para anclarse simétricamente en la losa de cimentación. En la central de Trojan se hizo la variante de subir los cables verticales del cilindro hasta la semialtura de la cúpula, para bajarlos haciendo lazos alternados.

El diámetro del cilindro se escoge generalmente de acuerdo a las dimensiones del equipo nuclear, los generadores de vapor, de las bombas de refrigeración, del tamaño de la pis-

cina de carga del combustible nuclear, del número de circuitos o *loops* de refrigeración, etcétera. El ratio altura total-diámetro lo impone el grado de sismicidad del emplazamiento, los soportes de los intercambiadores de calor y la longitud del mecanismo de carga y descarga del combustible. El volumen total del contenedor queda determinado por la presión del vapor disipado en caso de accidente nuclear.

La estructura es enteramente postensada, exceptuando la losa de cimentación. Esto se debe a que las tensiones de membrana en la losa son insignificantes en relación con las de flexión y esfuerzo constante, lo que no justifica aprovechar el postensado para minimizar los primeros. Su espesor viene dictado por el máximo momento flector en el centro de la losa circular y el máximo esfuerzo cortante a la altura de su intersección con la pared del cilindro. Si el suelo es rocoso, la experiencia enseña que el espesor es de 3 m, variando hasta 4 cuando las condiciones del terreno son otras o para dar cabida a los pilotes por anclaje y punzonamiento.

La armadura obtenida a partir de las ecuaciones de la membrana cilíndrica es excesiva, por lo que se le permite al hormigón agrietarse para atenuar la magnitud de los momentos en las discontinuidades bajo las combinaciones de cargas mayoradas.

La tensión de membrana del hormigón inicial antes de las pérdidas del pretensado bajo compresión se admiten como el 0,3 de las máximas admisibles elásticas. El espesor del cilindro se determina por exigencias de protección biológica, impacto de proyectiles, colocación de armaduras y cables del postensado, y desde luego, por las tensiones admisibles de hormigón a compresión establecidas en la Norma del American Concrete Institute ACI-349 sobre Recintos de Contención de Hormigón para Reactores Nucleares, y recientemente por los criterios de cálculo recomendados en el código de Boiler and Pressure Vessel de la Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos (ASME).

Las pautas para el diseño, métodos analíticos de cálculo, las normas de códigos aplicables y los datos sobre la construcción, control de calidad y mantenimiento de esta estructura a través de sus cuarenta o cincuen-

ta años de probable vida, se explican en el llamado "Topical Report N.º 5" de Bechtel aprobado por la Comisión de Energía Atómica de USA el 28 de abril de 1972, como documento de referencia para quienes quieran usarlo en sus informes de seguridad exigidos por la Comisión para el otorgamiento de licencias de construcción y operación de una Central Nuclear.

Los dos tipos de cables postensados que se emplean son los de 500 y 1.000 Tm de carga de rotura, pudiendo estar constituidos de cables individuales o de *strands*. Los de 500 Tm están constituidos por 90 cables menores de un cuarto de pulgada de diámetro (6 mm), y los de 1.000 Tm del doble número de cables. Una vez instalados los cables postensados, y antes de la iniciación operacional de la central, el cilindro se postensiona con los cables en sentido vertical y circunferencial. Los primeros se anclan en parte superior de la viga de borde de la cúpula, y en la parte inferior en la losa de cimentación, para lo cual se ha previsto una galería de acceso. Sin embargo, las circunferenciales se anclan en tres contrafuertes recreados de la pared del cilindro dispuestos a 120°. El volumen del recipiente es de más o menos 80.000 m³, y la presión interna a que está sometido en el caso de un accidente nuclear es de unas cuatro a cinco atmósferas. El recinto se calcula para resistir una serie de combinaciones de las siguientes cargas individuales:

1. Peso propio.
2. Sobrecarga.
3. Fuerza del postensionado.
4. Presión interna de cinco atmósferas en caso de accidente nuclear.
5. Efectos térmicos diferenciales entre la losa, el cilindro y cúpula.
6. El gradiente de temperatura a través del hormigón.
7. Fuerzas sísmicas.
8. Efectos de viento.
9. Tornado.
10. Flotación del recinto y presión hidrostática en caso de inundación catastrófica.
11. Efectos de punzonamientos por la acción de proyectiles y sacudidas de tuberías principales.

12. Retracción y fluencia del hormigón. Como la parte interior del cilindro se forra con una chapa por razones de estanquidad, el efecto de expansión de este forro sobre el hormigón también se considera. La presión de prueba del contenedor previa al funcionamiento también es otra carga del análisis estructural.

Quince a veinte hipótesis de cálculo son el resultado de combinar las cargas individuales anteriores, lo que obliga inexorablemente a utilizar programas de ordenador electrónico para hallar fuerzas, momentos, deformaciones y fuerzas unitarias, tensiones principales y tensiones de membrana, esfuerzo de cortes tangenciales y radiales a lo largo de la estructura.

El programa de elementos finitos FINEL, originalmente concebido por el profesor Wilson, de la Universidad de Berkeley, California, en 1969 ampliado y mejorado por Bechtel para aplicaciones sin fronteras en lo que se refiere al número de elementos y nudos de un sólido axisimétrico de revolución como es la estructura de contención de una Central Nuclear, resuelve el problema estático y a ser usado en un ordenador CDC 6600.

Cada elemento puede estar constituido por materiales de hasta ocho constantes elásticas diferentes, comportamiento elástico bilineal y considerar el agrietamiento del mismo, por ejemplo, en el hormigón, cuando se restringe la propiedad elástica del mismo en tracción.

El recinto de contención se considera como un sólido axisimétrico a pesar de las desviaciones que puedan presentarse en sus paredes tales como los agujeros de equipo, de personal, etc. La modelización general del recinto tiene en cuenta la contribución del suelo como parte de la estructura en el sentido vertical como radial debajo de la losa de cimentación en una extensión más o menos igual a un diámetro del cilindro. Los nudos de los elementos finitos de la última malla se consideran empotrados y de corrimientos verticales de borde de malla del suelo lateral, aunque restringiendo sus desplazamientos radiales.

Para representar la posible tendencia de separación entre el cilindro y el suelo bajo la acción de fuerzas laterales que comprometan la estabilidad de la estructura, los elementos del

suelo inmediatamente debajo de la cimentación se conciben del mínimo espesor. Los otros elementos finitos del modelo representan la pared de hormigón, las mallas de armadura en el sentido horizontal (*hoop reinforcing*) y vertical, los cables de postensado y la chapa de revestimiento (*liner plate*).

Como el hormigón y el suelo son elementos agrietables en tracción, el programa lo advierte cuando después de una iteración una de las tensiones principales de un elemento finito excede los límites de tracción admisibles del material y cuando el módulo de elasticidad del mismo se hace muy pequeño. Para salvar la convergencia de la solución iterativa, las tensiones de tracción se les da un valor mayor que cero, aproximadamente 14 Kg/cm² para el hormigón y 0,35 Kg/cm² para el suelo.

La extracción de las fuerzas de curvatura de los cables del postensado de la cúpula que han de aplicarse (axisimétricamente) en el modelo FINEL se hace mediante el programa Bechtel CE 639-2. Las fuerzas así obtenidas se aplican en las caras de los elementos, con correcciones en los nudos cuando las presiones no son normales al elemento. Las fuerzas del gradiente térmico que han de ser nodales se obtienen mediante otro programa, ME 620, como *input* de FINEL.

La combinación de cargas que causa tensiones de membrana muy acusadas en el hormigón es la de presión interna de vapor por accidente. Otra combinación de carga de efecto anelástico es la del pandeo de la chapa de revestimiento (*liner plate*), que ha de comprimirse por la coacción a expandirse a que le somete el cilindro de hormigón en el caso de aumento de temperatura por accidente. Aquellas combinaciones de carga que incluyan la presión interna producen el agrietamiento del hormigón (*cracked section*). Para permitir la redistribución lenta y uniforme de los momentos y fuerzas de los elementos se aumentará gradualmente la presión en cada ciclo iterativo del programa, mientras las otras cargas se mantienen inalterables. En el primer ciclo se aplica sólo el 10 por 100 de la presión de accidente. Los incrementos se harán de manera que no más del 10 por 100 de los elementos de hormigón se agrieten en cada ciclo iterativo. Por lo general se necesitarían más de un ciclo iterativo después del

agrietamiento total de los elementos finitos que representan el hormigón para conseguir el equilibrio interno de la estructura.

Como el recinto de contención está sometido también a cargas asimétricas tales como el sismo en las cuatro direcciones ortogonales Norte-Sur, Este-Oeste, tornados, vientos, etc., los programas ASHSD resuelven la asimetría con un sistema que admite elementos de membrana cilíndrica anisotrópicos, pudiendo ser estos triángulos o cuadriláteros de deformación constante. Asimismo, como el recinto de contención pierde su simetría en los agujeros de entrada de equipo y de personal, el agujero de transferencia de combustible, etc., situados en su superficie cilíndrica, los esfuerzos de discontinuidad han de computarse con el programa de elementos finitos tridimensionales llamado SAP.

La acuciante urgencia de conocer el comportamiento sísmico del recinto obligó al desarrollo del programa dinámico llamado *Supersmis*, el cual resuelve la respuesta de la estructura ante acción de terremotos. En ambos casos los programas de elementos finitos y el de análisis dinámicos han pasado la dura prueba de selectividad de la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos para el licenciamiento de Centrales Nucleares.

El programa dinámico permite calcular aquellas estructuras, sistemas y equipos de Clase I directamente relacionados con la integridad del aparato nuclear y que han de permanecer invulnerables en el caso de producirse dos clases de terremotos: El llamado Safe Shutdown Earthquake (SSE), que es el terremoto de máxima intensidad que puede ocurrir en el emplazamiento, que sin afectar la integridad de la planta permita al operador de la misma parar su funcionamiento con los dispositivos de parada del sistema nuclear aún invulnerables después de recibir la sacudida sísmica, y el segundo terremoto, es el llamado Operating Basis Earthquake (OBE), el cual es de tal intensidad que no exija la parada de la central, y que aún después de ocurrir permita el funcionamiento continuado de la planta sin que sea necesario comprobar los dispositivos del sistema nuclear, ni la aprobación de la Comisión de Energía Atómica para su puesta en marcha.

Las tensiones y deformaciones de las es-

tructuras, sistema y equipos de Clase I no superarían sus límites elásticos cuando la mitad de la acción sísmica del SSE se combine con las cargas anteriormente citadas en el cálculo estático. El programa *Supersmis* resuelve un modelo matemático de masas de inercia que representan la estructura sometida a una excitación exterior aleatoria y desconocida en el segundo miembro de la ecuación matricial del movimiento dinámico. Por ser precisamente la función del sismo variable en el tiempo, el programa usa los acelerogramas sintéticos de Bechtel derivados de modificar el del terremoto TAFT, ocurrido en California en 1952, u otras técnicas poco triviales y de tal complicación que es difícil de explicar dando rienda suelta a la retórica y dejando al margen el riguroso planteamiento matemático del análisis dinámico.

He aquí algunas de las ventajas que suelen advertirse en las estructuras de contención postensadas:

- Al ejercer el postensado, su fuerza compresiva reduce las tensiones de tracción de membrana del cilindro bajo las hipótesis de carga donde actúe de presión interna del vapor.
- La cuantía de armadura en un recinto postensado es de sólo 100 Kg/m² en comparación con uno de hormigón armado, que suele ser de 250 Kg/m².
- El postensado compresivo vertical disminuye la armadura necesaria que debe de colocarse en un recinto armado para absorber las tensiones principales, debido a los esfuerzos de cortes tangenciales en el cilindro, y la armadura de corte entre el cilindro y la losa de cimentación y en las penetraciones.
- Si los tendones se disponen a 45°, envolviendo helicoidalmente al cilindro, controlan mejor las tensiones de membrana causadas por el mismo proveniente de cualquier dirección.
- Se necesitan 50 a 60 ferrallistas menos por unidad cuando la colocación de armadura en el cilindro está a su máxima congestión.
- El número de empalmes mecánicos Cadweld se minimiza al usarse menos barras de alta resistencia (diámetros de 43 mi-

límetros (14S) y de 57 mm (18S)) y menos horas de comprobación del control de calidad.

- Colocación más temprana de la grúa polar para usos de servicios limitados dentro del contenedor, debido al hormigonado más rápido de la pared.
- El sistema nuclear NSSS puede colocarse tan pronto como se transporte al emplazamiento debido a la disponibilidad de la grúa polar. En los recintos armados esto se hace dos o tres meses más tarde.
- La altura de la grúa de manipulación de equipo es menor al ser el recinto de contención de menor altura que en los recintos armados (compárense las figuras 6 y 7).
- La aplicación de la fuerza del postensado a discreción controla el comportamiento del recinto bajo cualquier hipótesis de carga a través de los años de duración de la central.
- El agrietamiento de las paredes del hormigón del cilindro puede predecirse bajo la acción de las cargas elásticas, el cual es una señal ostensible del

deterioro de la estructura, lo que puede remediarse a tiempo.

- Facilidad de hormigonado de la pared y la cúpula debido a la característica típica de descongestión de armadura de recinto postensado.

La siguiente generación de reactores nucleares del tipo HTGR (reactor de alta temperatura refrigerado por gas, véase la figura 8) exige una tecnología complementaria nueva en el recinto de contención de un reactor que consume 40.000 m³ menos de agua de refrigeración por día y un ahorro de unas 2.000 Tm de uranio a lo largo de su existencia efectiva. El liderazgo de iniciativa e investigación ingenieril ya hizo posible la solución de la vasija del reactor postensada para este tipo de reactores en la Central Nuclear de Fort St. Vrain, en Colorado (Estados Unidos).

Los ríos españoles ya se rindieron sumisos ante las presas y embalses y pantanos desperdigados por toda la geografía Ibérica, dejando en ellos el sosiego fecundo de la canción del agua para dar paso a la generación de energía por la fisión nuclear.