

CONSIDERACIONES SOBRE EL DISEÑO Y ANÁLISIS DE COMPONENTES PRIMARIOS DE CENTRALES AVANZADAS. RESULTADOS Y APLICACIONES

J. M. COLLADO

INTRODUCCION

Entre las exigencias impuestas a la industria nuclear eléctrica actual y del futuro destacan la necesidad de un alto nivel de seguridad en el diseño, su licenciamiento ante las autoridades competentes, el costo de operación y la aceptación ciudadana.

Las centrales nucleares avanzadas incorporan principios de seguridad de tipo pasivo tales como la gravedad, circulación natural y convección que se accionan sin necesidad de la intervención del operador; igualmente, la utilización de tecnologías básicas probadas y avaladas por muchos años de operación de centrales nucleares han permitido simplificar y abaratar la construcción, puesta a punto y mantenimiento de las centrales futuras.

Estas posibilidades han atraído la participación de varias organizaciones de diferentes países en el desarrollo conjunto de las centrales avanzadas de General Electric (ABWR) y Westinghouse (AP600), financiadas por el Departamento de Energía (DOE) y la Advanced Reactor Corporation (ARC) de Estados Unidos. La participación española en estos programas se coordina a través de la DTN.

Equipos Nucleares, S.A. (ENSA) ha intervenido principalmente en el diseño de los grandes componentes primarios de

ambos sistemas con el objetivo inmediato de asegurar las capacidades técnicas para futuros proyectos nucleares y proporcionar el apoyo necesario a centrales nucleares en operación.

DESARROLLO

Uno de los objetivos principales planteados durante el desarrollo de estos proyectos ha sido la utilización de las técnicas de diseño por análisis más avanzadas, de acuerdo a los requisitos funcionales de cada sistema. De esta forma se ha podido poner a punto metodologías de diseño por análisis que permiten acometer por primera vez estudios de interacción fluido-estructura, estructuras tridimensionales complejas, y otros, cuyo alcance va más allá de

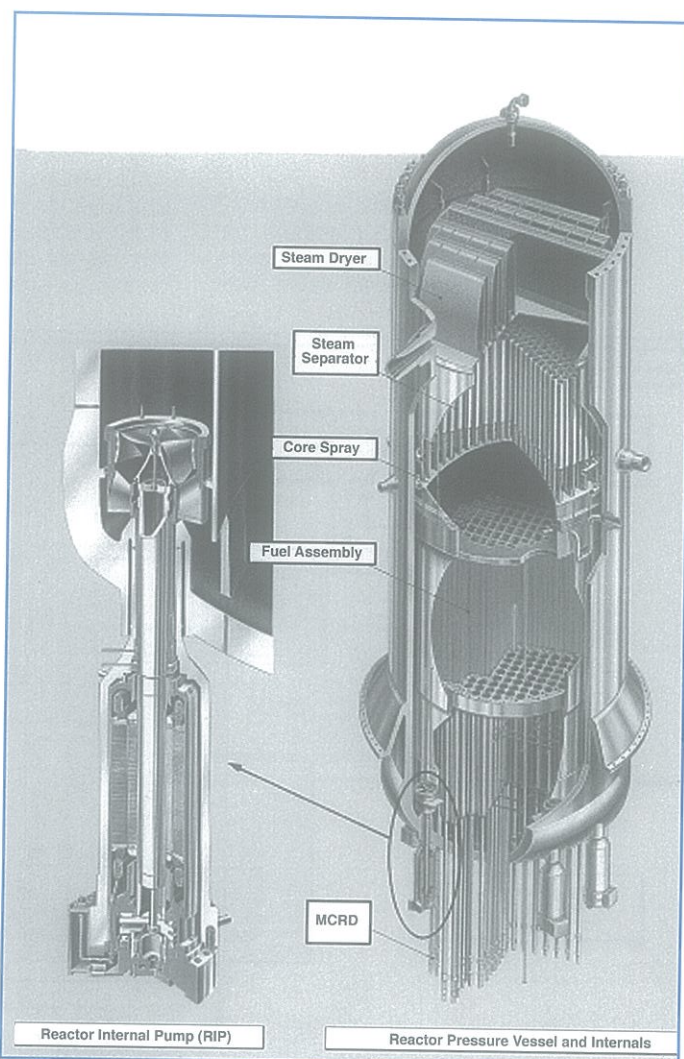


Figura 1. Vasija ABWR

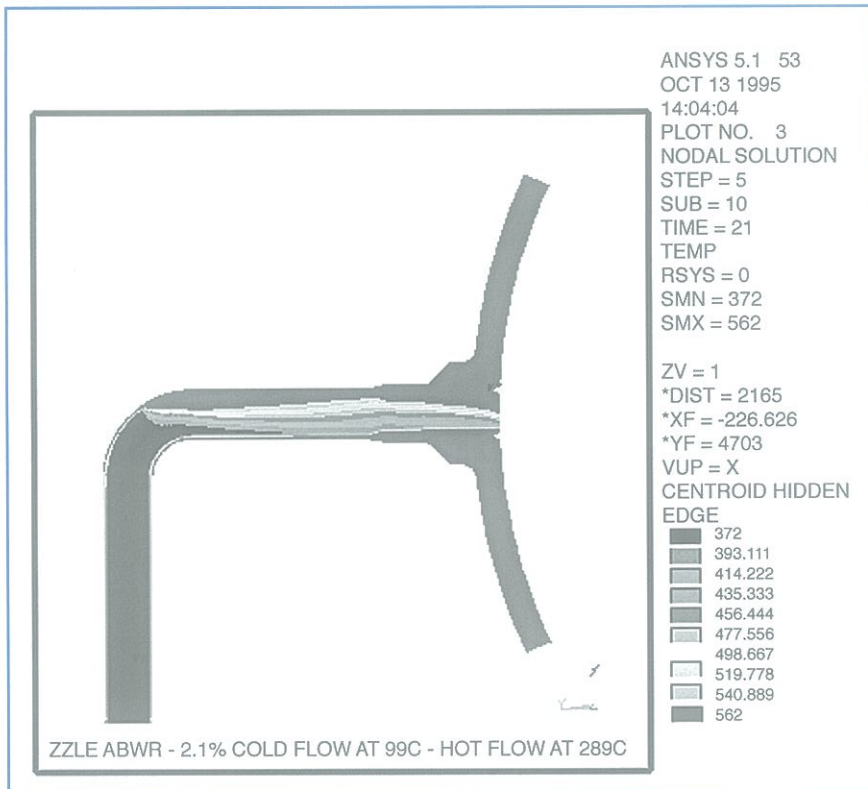


Figura II: Estratificación

los informes de diseño según la Sección III del Código ASME.

La participación de ENSA en los dos proyectos de sistemas nucleares avanzados mencionados ha incluido fases de diseño básico y de desarrollo detallado de ingeniería prototipo (FOAKE).

Como instrumento unificado de diseño y análisis se utilizó el programa ANSYS, por sus amplias capacidades de resolución de problemas en el entorno estructural, transmisión de calor, dinámico, dinámica de fluidos y por sus posibilidades de modelización y post-procesado de datos. Igualmente se utilizaron las capacidades de ANSYS para la resolución de problemas complejos de situaciones acopladas fluido-estructura en las que los datos de entrada de una fase del análisis vienen dados por la solución de una fase anterior.

ABWR (Sistema avanzado de agua en ebullición de G.E.)

El diseño detallado por análisis de la vasija de la versión USA del ABWR fue realizado entre 1993 y 1995. La Figura I ilustra detalles significativos de la vasija del ABWR. Debido a restricciones de tiempo y medios disponibles, se concentró el esfuerzo en el estudio detallado de los componentes mínimos necesarios para la certificación del diseño, como fueron:

- zona de bridas
- tobera de alimentación,
- faldón de soporte, y

- penetraciones para las
- bombas de recirculación.

La utilización de análisis por elementos finitos permite ganar una experiencia que tan solo se puede obtener a través de pruebas de laboratorio, con prototipos, modelos a escala o pruebas sobre estructuras reales. Por esta razón, el carácter de realidad del ABWR respaldado por las dos unidades de la planta nuclear de Kashiwazaki construidas en Japón proporcionó una ayuda inestimable a la hora de la verificación y contraste de las técnicas utilizadas y de los resultados obtenidos.

Las pruebas rutinarias y ensayos experimentales realizados sobre las vasijas de Kashiwazaki sirvieron para confirmar los enfoques y planteamientos utilizados durante los trabajos del ABWR; de esta manera se pudo:

- Optimizar la modelización de estructuras como en el caso a través de comparación de resultados con otros análisis de las penetraciones para las bombas de recirculación.

A tridimensionales más detallados, se ha podido establecer una metodología bidimensional más sencilla, con hipótesis simplificadas.

- Refinar el diseño original del faldón de soporte del reactor. Utilizando la capacidad paramétrica de ANSYS se pudo determinar la idoneidad del diseño ante variables tales como rigidez del faldón, fricción sobre el piso y flexibilidad relativa del soporte.

- Confirmar las hipótesis japonesas por medio de estudios de estratificación térmica en la línea de alimentación. De interés primordial era poder determinar las condiciones bajo las cuales se producía estratificación térmica y su contribución a la fatiga en la tubuladura de alimentación.

- Predecir con gran exactitud el comportamiento de la zona de bridas ante fenómenos de deslizamiento lateral repentino durante el proceso de prueba hidráulica. Se desarrollaron curvas de diseño que permiten ralentizar el proceso de prueba hidráulica antes del punto de deslizamiento, minimizando la posibilidad de daño.

AP600 (Reactor avanzado pasivo de Westinghouse)

Lo mismo que el ABWR, el AP600 es un diseño más simple, con utilización de principios de seguridad pasiva, reduciendo considerablemente la complejidad y aumentando su operabilidad. En el caso del AP600 de Westinghouse, se ha participado hasta la fecha en el proceso de desarrollo detallado de ingeniería prototipo (FOAKE) de componentes primarios como,

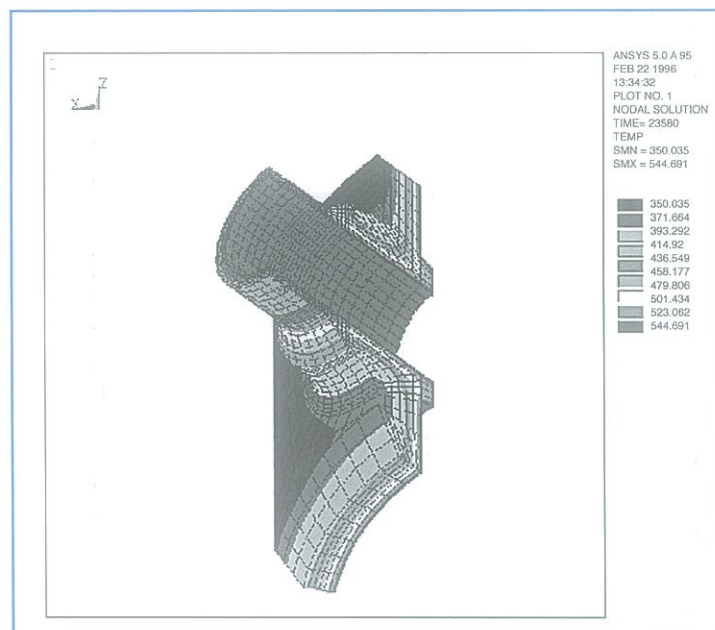


Figura III: Tobera de salida. AP600

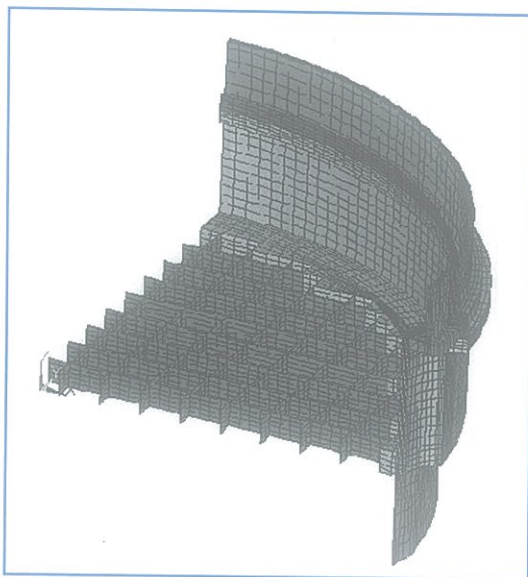


Figura IV: Guía Superior. Modelo

- vasija del reactor,
- presionador
- acumuladores y tanques de seguridad pasiva CMT

Entre los aspectos más relevantes e innovadores de la participación de ENSA en este programa cabe destacar la interacción con Westinghouse a nivel de toma de decisiones en temas críticos de materiales y sistemas. Como ejemplos de

estas circunstancias, cabe mencionar:

- Consecución de una mejor definición y comprensión del transitorio de circulación natural de la vasija del reactor y de los transitorios específicos de la tobera de inyección de seguridad (DVI).

- El cambio de inoxidable a Inconel en la transición a la tubería de la tobera de inyección de seguridad de la vasija del reactor, por problemas de deformación plástica incremental.

- Establecimiento de criterios para la aplicación de los requisitos del Código ASME en modelos tridimensionales.

- Análisis y clasificación de tensiones en estructuras bimetálicas. Sobre los últimos dos temas trabajan en la actualidad varios subcomités del ASME para establecer criterios de aplicación y clasificación de tensiones. Los resultados y comentarios de este proyecto han constituido una contribución de primera mano en su trabajo.

Proyecciones y aplicaciones concretas

La intervención de Equipos Nucleares, S.A. en los programas de desarrollo de centrales nucleares avanzadas ha tenido como efecto inmediato importante el haber merecido la confianza de General Electric y TAIPOWER para el análisis detallado de las estructuras de soporte del núcleo en la vasija del reactor ABWR para la central nuclear de Lungmen en Taiwan. La Figura IV muestra la complejidad de un modelo de elementos finitos utilizado en el análisis de Lungmen. Entre las posibles aplicaciones inmediatas de las experiencias acumuladas, caben destacar como aplicaciones concretas de interés para la industria:

- posibilidad de acometer la modelización de grandes estructuras sometidas a estados de cargas de naturaleza variada, concentrando el estudio de áreas concretas mediante técnicas de submodelización, capacidad de acometer estudios que requieran el acoplamiento

de efectos fluido-estructura, de especial interés en:

- efectos de estratificación térmica
- acción de estos efectos sobre estructuras en su aspecto dinámico y de contribución a fatiga

CONCLUSIONES

La participación de ENSA en el desarrollo de los componentes primarios de las centrales avanzadas del tipo ABWR (G.E.) y AP600 (Westinghouse) ha permitido la aportación de soluciones a problemas durante el proceso de desarrollo detallado de ingeniería prototipo (FOAKE).

La utilización de técnicas avanzadas de diseño por análisis ha hecho posible el desarrollo de capacidades técnicas necesarias para la solución de problemas complejos en el campo nuclear relacionados con materiales, interacción refrigerante-estructura y del sistema mismo; igualmente ha permitido la simulación y optimización de procesos de fabricación llevados a cabo en el taller, ganando de esta manera una experiencia que tan solo se puede obtener a través de pruebas de laboratorio, con prototipos, modelos a escala o pruebas sobre estructuras reales.

La continuación del trabajo permitirá ahondar más en el conocimiento del comportamiento de los sistemas nucleares y en los detalles estructurales y funcionales de otros componentes primarios (estructuras internas de la vasija y generador de vapor) y auxiliares (bastidores de combustible).

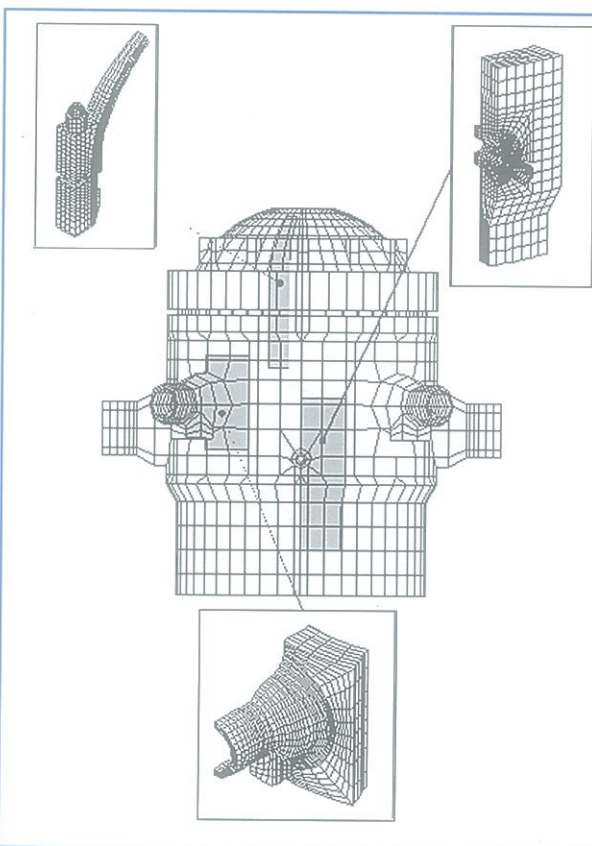
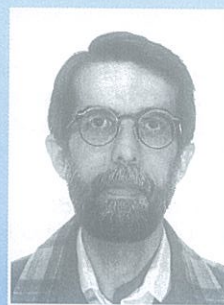


Figura V: Reactor AP600. Submodelización



Jesús MANUEL COLLADO.
Ingeniero Aeronáutico. Inició su labor profesional en 1972 en Combustion Engineering (Chattanooga - U.S.A.) en el diseño de reactores rápidos de sodio (FFTF y LMFBF). Desde 1975 desarrolla y coordina los trabajos de diseño por análisis de vasijas en Equipos Nucleares y es responsable técnico del desarrollo de los proyectos centrales avanzadas.