

## Fiabilidad de los componentes de reactor sometidos a presión

por K. Kussmaul\*

Veintisiete países y cinco organizaciones internacionales aceptaron la invitación del OIEA a participar en un Simposio internacional sobre la fiabilidad de los componentes de reactor sometidos a presión celebrado en Stuttgart (República Federal de Alemania) del 21 al 25 de marzo de 1983. El Simposio se organizó en cooperación con el Staatliche Materialprüfungsanstalt (MPA) de la Universidad de Stuttgart. Se presentaron unas 45 comunicaciones, en siete sesiones.

Las estadísticas compiladas por la Conferencia Mundial de la Energía y el OIEA muestran que no hay gran diferencia, en cuanto a disponibilidad, entre las centrales alimentadas con combustibles fósiles y las nucleoelectricas. Estas últimas han cumplido más de 2800 años-reactor de servicio y alcanzado, en algunos casos, disponibilidades del 80% o más. Podría, pues, mostrarse que es perfectamente posible hacer funcionar estas centrales, en condiciones de seguridad y de economía, a base de los reglamentos y de los principios de diseño actuales. Esto no obstante, la optimización del diseño de centrales nucleares y de la tecnología de los materiales, incluyendo los aspectos de la garantía de calidad y del funcionamiento sujeto a control mediante repetidas inspecciones, es un requisito previo importante para poder garantizar la seguridad y la fiabilidad en lo futuro.

Prueba de lo que aún cabe hacer para mejorar el diseño son las mejoras introducidas en el circuito primario de los reactores de agua a presión (PWR) alemanes, mejoras que permitieron reducir muchísimo los gastos de ensayo no destructivo y los riesgos de producción: por ejemplo, la longitud total de las soldaduras en la vasija de presión del reactor se redujo de 122 a 61 m; y el número de soldaduras en las tuberías del sistema de refrigeración del reactor bajó de 250 a 60. Estas medidas — junto con los análisis fiables de tensiones, teóricos y experimentales, y con el uso de materiales optimizados — permiten partir de una base de gran seguridad y disponibilidad. Se han efectuado ensayos de resistencia a presiones internas, en las condiciones de funcionamiento de un PWR, en tuberías a escala real con defectos longitudinales y circunferenciales. Teniendo en cuenta el criterio de que “la fuga precede al estallido”, se ha podido definir un tamaño de defecto permisible para las condiciones operacionales. Para la tubería principal del sistema de refrigeración se ha probado ahora que, en conformidad con el Concepto de

Seguridad Básica, no es de temer un fallo espontáneo catastrófico.

En el Concepto de Seguridad Básica se atiende de modo especial a los materiales. El desarrollo de aceros para vasijas de presión de reactores y de técnicas de soldadura aplicables a los componentes de reactor se ha caracterizado por el hecho de que el tamaño máximo del lingote para anillos forjados ha aumentado de 220 a 570 toneladas en los últimos 20 años. Este aumento ha ido acompañado de la continua optimización de la calidad, en cuanto a homogeneidad e isotropía, tenacidad y soldabilidad. Eligiendo material adecuado, se ha podido dominar el fenómeno del agrietamiento que provocaba, en la zona de soldaduras afectada por el calor, el tratamiento de estabilización para alivio de tensiones.

El problema de la fragilización por irradiación sigue presentando gran interés. En los estudios efectuados sobre el desplazamiento de la temperatura de transición en los ensayos de flexión al choque con probeta entallada, se ha puesto de manifiesto que su influencia en la zona alta de la curva KCV-T quedaba comprendida en el campo de magnitudes correspondiente a la dispersión de los datos. Por lo general, se recomienda obtener un alto grado de pureza para los aceros destinados a vasijas de presión de reactores (aceros RPV). Se ha discutido la definición de las propiedades conforme a la “mejor estimación” en contraposición a los valores de “límite inferior”, a fin de poder efectuar una evaluación más crítica, y más ajustada a la realidad, de las ventajas que reporta el perfeccionamiento de las prácticas de producción y de transformación del acero. A base de los datos disponibles, puede llegarse a la conclusión de que, para los aceros RPV modernos, cabe esperar, hasta el término de la “vida del componente”, que se produzca, a lo sumo, una pequeña pérdida de tenacidad, debida a la fragilización causada por el envejecimiento, térmico o mecánico, o por la irradiación neutrónica.

Los resultados de diversas investigaciones sobre la resistencia a la fractura de los aceros RPV para reactores tipo PWR — por ejemplo, las realizadas por el Grupo de estudio de Marshall en el Reino Unido — han puesto de manifiesto que se debe atribuir gran importancia al análisis del casco del núcleo y de los angulos internos de la tubuladura, primordialmente en previsión de que se produzca fractura en un línea de vapor de cierta extensión. La evaluación de los accidentes ocurridos ha aportado una valiosa contribución a la optimización de los trabajos de cálculo, diseño, selección de materiales, fabricación y operación. La hipótesis de que en los PWR pueden

\* Profesor K. Kussmaul, del Staatliche Materialprüfungsanstalt, de la Universidad de Stuttgart (República Federal de Alemania).

producirse transitorios que originen choques térmicos con presión, incluso en el caso de represurización del RPV, se ha visto confirmada en el servicio. Los casos de grietas en reactores PWR se han dado principalmente en el tramo de inyección de las tuberías que alimentan de agua al generador de vapor. Las grietas se han debido, por una parte, a cargas dinámicas (golpes de ariete) y, por otra parte, a la fatiga por corrosión debida a las fluctuaciones de temperatura. Además, se ha podido aclarar la causa de las numerosas grietas aparecidas en las tuberías del agua de alimentación acopladas a tubuladuras de RPV en reactores BWR\*: el crecimiento de las grietas en las zonas que contenían entallas, geométricas o de corrosión, se ha visto agravado por el ataque del oxígeno en la extremidad de la grieta. Si se tiene en cuenta la fragilización local, resulta evidente que la única manera de precaverse contra un fallo de consecuencias catastróficas es lograr una gran tenacidad del componente y disponer paredes de un espesor superior al que se utilizaría normalmente.

Dada la especial significación que se atribuye a las técnicas de ensayo no destructivo, fue este tema el que mayor interés suscitó. Ha cobrado suma importancia, junto al ensayo de los aceros RPV, el de los generadores de vapor. La automatización de los sistemas de ensayo y de análisis aplicables a los ensayos de tuberías de generadores de vapor, y la aplicación de las actuales técnicas de corrientes parásitas multifrecuencia, han traído consigo una reducción efectiva de los tiempos de inspección y de la exposición del personal a las radiaciones. En el futuro, el empleo de técnicas avanzadas de ensayo no destructivo como son la ALOK (curvas de amplitud — tiempo de vuelo — lugar geométrico) permitirán mejorar los procedimientos utilizados para detectar defectos y determinar su tamaño; y la holografía, la técnica de enfoque de apertura sintética (SAFT, de "Synthetic-Aperture Focussing Technique") y la de sondas de fases múltiples (phased arrays) representan la generación siguiente de equipo para sistemas analíticos.

\* Reactor de agua en ebullición refrigerado y moderado con agua ligera.

La reunión, codificación y evaluación sistemáticas de la experiencia operacional es un instrumento de considerable valor para intensificar la disponibilidad y la seguridad de las instalaciones nucleares. Por eso hacía ya tiempo que se venían recogiendo datos, principalmente a escala nacional, en el contexto de sistemas tales como los "Significant Event Reports" y "Nuclear Plant Reliability Data System" (NPRDS), de los Estados Unidos; el "Système de Recueil de Données de Fiabilité" francés (SRDF), o el "Safety Information System" (SIS) utilizado para los reactores PWR tipo WWR-400 en Checoslovaquia.

El Sistema de información sobre reactores de potencia (SIRP) del OIEA, que tiene carácter internacional y abarca algo así como el 80% de todos los reactores del mundo desde 1970, proporciona, entre otras informaciones, la referente a más de 10 000 apagados. El SIRP, debido al limitado grado de detalle de los datos que contiene, no suministra datos sobre la disponibilidad de componentes determinados, sino que ofrece información relativa a parámetros que encuentran su principal aplicación en los trabajos de planificación.

Aparte de estos bancos de datos, se ha introducido un sistema eficaz de verificación continua, en servicio, de los principios de diseño. Teniendo en cuenta todos los transitorios, se compara el comportamiento real de la planta en servicio con las condiciones de diseño, y, si éstas quedan rebasadas, el sistema proporciona medidas operacionales adecuadas.

El Staatliche Materialprüfungsanstalt (MPA) de Stuttgart organizó, en conjunción con el Simposio, una exposición sobre ingeniería de fiabilidad en la que 15 participantes internacionales efectuaron demostraciones relativas, entre otras cosas, a diversos tipos de técnicas y dispositivos de ensayo no destructivo y a la eficiencia de cada tipo. Constituyó la principal atracción una original vasija de presión, destinada a un reactor BWR de 900 MW(e), con diversos sistemas de manipuladores para el ensayo automático con ultrasonidos, que servirá en el MPA para homologar equipo de examen no destructivo automatizado, y también para el proceso de datos.