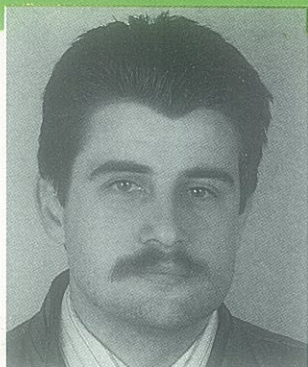
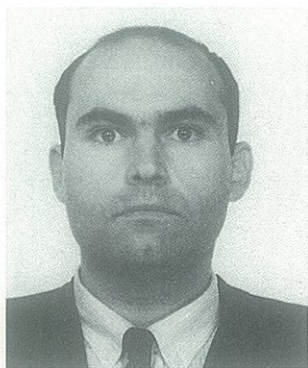




Juan BROS TORRAS es físico industrial por la Universidad de Barcelona. Se incorpora a Tecnomat en 1982 para el desarrollo de una metodología de cálculo del flujo neutrónico en vasijas de reactores. Desde 1984 es jefe del Grupo de Integridad de Componentes, donde, junto con los análisis de vida remanente de componentes, se llevan a cabo los programas de vigilancia de vasijas de reactores.



Antonio BALLESTEROS AVILA es físico teórico por la Universidad Autónoma de Madrid. En 1987 se incorpora al Grupo de Integridad de Componentes de Tecnomat para hacerse cargo de los programas de vigilancia de vasijas de reactores. Ha dirigido el análisis de todas las cápsulas extraídas desde esa fecha, así como realizado distintos trabajos relacionados con la integridad de las vasijas.



Andrés LOPEZ MIRON es químico metalúrgico por la Universidad Complutense de Madrid. Antes de su incorporación a Tecnomat, en 1988, realizó diversos trabajos sobre sinterización de materiales para propelentes sólidos en el Fraunhofer Institut de Karlsruhe. En Tecnomat, y dentro del Grupo de Integridad de Componentes, es el responsable del Laboratorio de Materiales, participando en distintos análisis de las cápsulas de vigilancia de las centrales nucleares españolas.

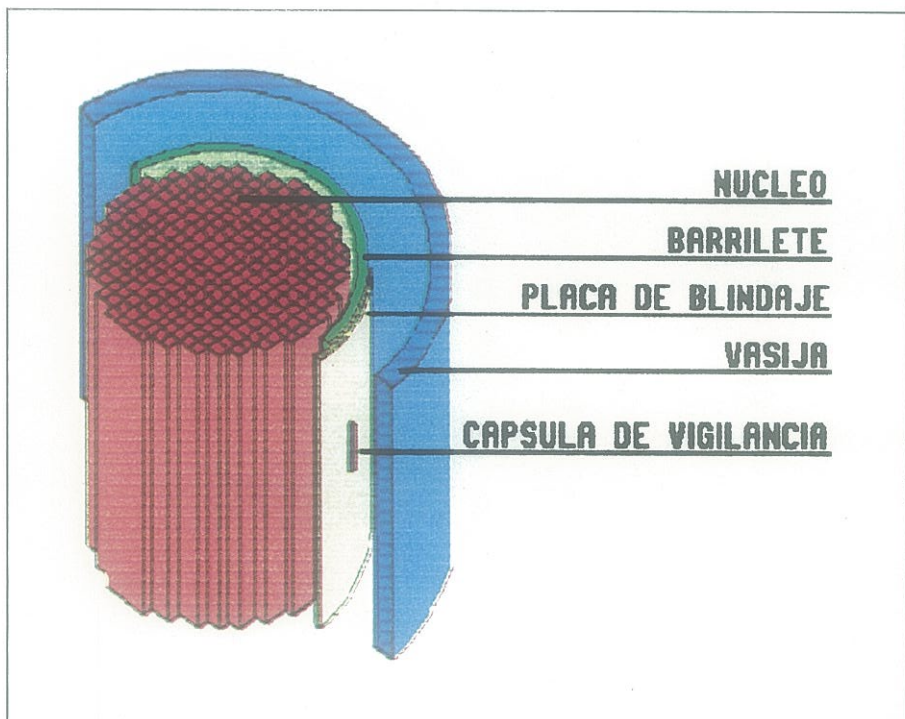
PROGRAMA DE VIGILANCIA Y EXTENSION DE VIDA EN VASIJAS

J. BROS-A. BALLESTEROS-A. LOPEZ

INTRODUCCION

Como consecuencia de la irradiación neutrónica a la que está sometida la zona de la vasija cercana al núcleo del reactor se produce una pérdida de la tenacidad del material de la vasija, así

como un aumento de la dureza y de la resistencia mecánica. Con objeto de hacer un seguimiento del estado de la vasija y poder predecir con suficiente antelación el nivel de degradación causado por irradiación se retiran y analizan a determinados intervalos, cápsulas que contienen muestras, tanto de material



F I Situación de la cápsula de vigilancia en un reactor tipo PWR.

T I

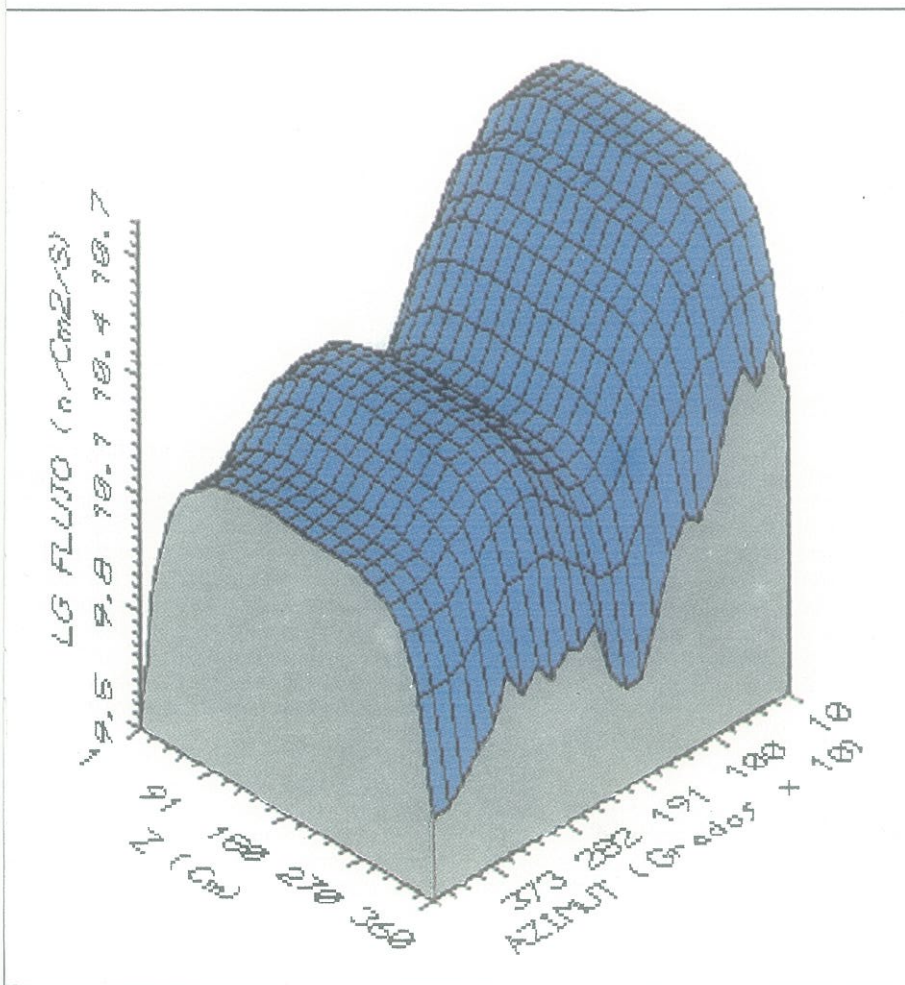
PROGRAMA DE VIGILANCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS

Reactores en operación	Número de cápsulas del programa de vigilancia	Número de cápsulas extraídas (a 1-1-1990)
Almaraz I	6	2
Almaraz II	6	1
Ascó I	6	1
Ascó II	6	1
José Cabrera	8	5
Vandellós II	6	1
Santa María de Garoña	3 (*)	1
Trillo	1	—
Cofrentes	3 (*)	—

(*) No se consideran las cápsulas dosimétricas.

base como de soldadura, representativas de la zona crítica de la vasija. Las cápsulas son alojadas en posiciones que reciben un mayor flujo neutrónico que cualquier punto de la pared interior

de la vasija, como se muestra en la figura 1, garantizando, de esta manera, el poder conocer con antelación el nivel de degradación de los materiales de la vasija.



F II Mapa de flujo neutrónico en la superficie interior de la vasija en un reactor PWR.

En este artículo se recoge el estado actual de los programas de vigilancia de las vasijas de las centrales nucleares españolas. Si bien es necesario disponer de un mayor número de cápsulas analizadas para obtener conclusiones definitivas acerca del estado de la vasija a final de vida, los primeros resultados sugieren que la vida útil de la vasija es mayor que su vida de diseño, para todos los casos de los que se dispone de datos de vigilancia y en el supuesto de que la irradiación sea el mecanismo determinante en la extensión de vida de la vasija.

PROGRAMA DE VIGILANCIA

Los apéndices G y H de 10CFR-50 (Code of Federal Regulations) establecen los requisitos que deben cumplir los materiales de la vasija del reactor, así como los análisis que se deben llevar a cabo para asegurar la integridad de la vasija del reactor desde el punto de vista de rotura frágil. A este fin se ha implantado en los distintos reactores españoles un programa de vigilancia del material de la vasija. Siguiendo las directrices fijadas por ASTM-E-185, un número adecuado de cápsulas se retira y analiza a lo largo de la vida del reactor, habitualmente a los 1, 5, 10 y 15 años de operación a plena potencia. En la tabla 1 se recogen, junto con el número de cápsulas de que consta el programa de vigilancia, el número de cápsulas extraídas hasta la fecha en las distintas unidades en operación. Para los reactores del tipo BWR, que reciben un menor flujo neutrónico que los del tipo PWR, el número de cápsulas requerido es menor. En estos casos, los programas de vigilancia incluyen cápsulas adicionales, exclusivamente dosimétricas.

Las cápsulas de vigilancia contienen probetas de tracción, Charpy, y en algunos casos probetas tipo CT y TPB, tanto de material base como de soldadura y zona afectada por el calor de soldadura. Junto a estas probetas son incluidos testigos de temperatura y dosímetros. Estos últimos nos permiten conocer, a partir de las medidas de actividad, la fluencia neutrónica recibida por el material.

Los resultados de mayor interés son proporcionados por los ensayos de las probetas Charpy. Las variables más relevantes a medir son la temperatura de referencia RT_{NDT} , que caracteriza la resistencia a la fractura frágil de los materiales de la vasija, y el USE, energía requerida para que se produzca una fractura totalmente dúctil. La irradiación neutrónica produce un aumento de la temperatura de referencia y un descenso del USE. Es decir, para una misma temperatura de operación, el material irradiado tendrá un comportamiento más

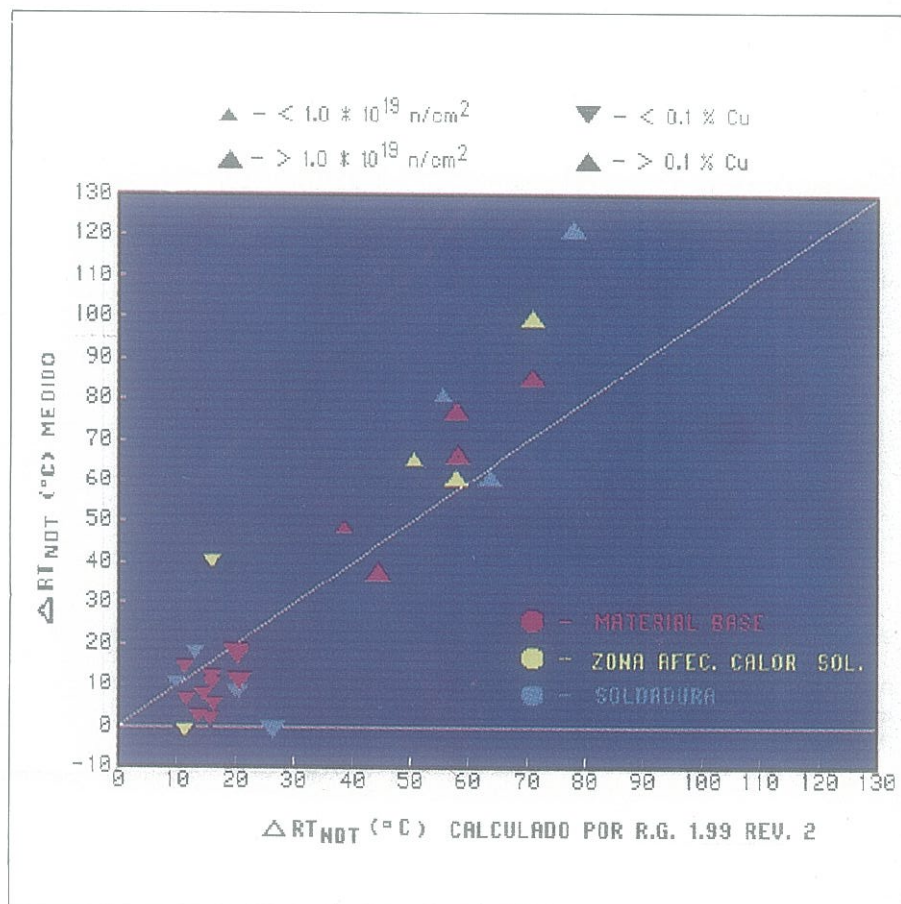
frágil que el correspondiente material sin irradiar. Por comparación con los resultados obtenidos previamente de ensayos de muestras de material de vasija no irradiado, se han calculado el descenso del USE y el incremento de la temperatura de referencia RT_{NDT} medido al nivel de 41 julios.

El flujo neutrónico rápido al que está expuesto el material de la vasija del reactor debe ser calculado al objeto de extrapolar en el tiempo los resultados del análisis de las cápsulas. Para un determinado tiempo, es decir, para una fluencia neutrónica dada, se desea conocer el estado de fragilidad de la vasija. En la metodología de cálculo se utilizan los códigos ANISN y DOT 3.5; este último resuelve la ecuación de transporte por el método de ordenadas discretas. Los flujos calculados son corregidos con el flujo "medido" en la posición de la cápsula, obtenido a partir de la actividad medida en los dosímetros, el espectro neutrónico en la posición de la cápsula y el histograma de potencia del núcleo durante el período de irradiación. La figura 2 muestra un ejemplo de la distribución del flujo neutrónico en la superficie interior de la vasija de un reactor tipo PWR.

EXTRAPOLACION DE RESULTADOS A FINAL DE VIDA

El método usado para la extrapolación de los resultados de vigilancia, al final de la vida de diseño de la vasija, es dado por la Regulatory Guide 1.99 en su revisión 2 (mayo de 1988). Esta revisión considera que el cobre y el níquel son los principales elementos químicos que influyen en la fragilidad del material de la vasija. El fósforo, que inicialmente fue considerado relevante (revisión 1), ha pasado a ser un elemento secundario. Confrontando los valores obtenidos de USE y RT_{NDT} a final de vida con los valores límites fijados por la normativa, se determina si la vasija del reactor puede seguir operando con seguridad más allá de su vida de diseño.

La Regulatory Guide 1.99 considera que para una determinada vasija es necesario poseer, al menos, los resultados del análisis de dos cápsulas de vigilancia para poder extrapolar con fiabilidad los resultados en el tiempo. Si bien solamente dos de las vasijas españolas están en esta situación, es posible hacer estimaciones del estado de fragilidad de la vasija a final de la vida de diseño, considerando únicamente los resultados de vigilancia de la primera cápsula extraída. Estos resultados habrán de ser revisados cuando sean retiradas y analizadas las siguientes cápsulas.



F III Incrementos medidos de la temperatura de referencia frente a los calculados por R.G. 1.99 rev. 2.

La Regulatory Guide 1.99 rev. 2 establece para la temperatura de referencia la expresión

$$RT_{NDT} = RT_{NDT} \text{ inicial} + \Delta RT_{NDT} + \text{MARGEN}$$

donde RT_{NDT} inicial es la temperatura de referencia del material no irradiado, ΔRT_{NDT} es el incremento que experimenta dicha temperatura a causa de la irradiación, y MARGEN una cantidad que debe ser añadida para obtener un límite conservador de la temperatura de referencia. El valor de ΔRT_{NDT} debe ser calculado por la ecuación

$$\Delta RT_{NDT} = (CF) f^{(0.28-0.10 \log f)}$$

donde f es la fluencia en unidades de 10^{19} n/cm² y CF el factor químico, que puede obtenerse a partir de los resultados de vigilancia, o bien, en ausencia de éstos, a partir de los contenidos en cobre y níquel del material.

En la figura 3 se comparan los incrementos de RT_{NDT} obtenidos de los ensayos charpy de las muestras contenidas en las cápsulas, con los calculados por

medio de la expresión anterior, haciendo uso de las tablas de factores químicos dadas por la Regulatory Guide 1.99 rev. 2, que están en función de los contenidos en cobre y níquel del material. En el caso de disponer de datos de vigilancia, CF debe ser calculado multiplicando cada incremento de la temperatura de referencia medido por su correspondiente factor de fluencia, $f^{(0.28-0.10 \log f)}$, sumando los productos y dividiendo por la suma de los cuadrados de los factores de fluencia. Esta manera de proceder está justificada por el hecho de dar mayor peso a los valores de ΔRT_{NDT} más altos (las medidas más recientes son obtenidas con procedimientos más modernos).

En la tabla 2 se recogen los valores de RT_{NDT} a final de la vida de diseño 32 años efectivos o equivalentes a plena potencia, de 6 vasijas que poseen datos de vigilancia. Estos valores de RT_{NDT} han sido calculados utilizando las dos ecuaciones anteriores, junto con los resultados del análisis de las cápsulas de vigilancia que permiten fijar el factor químico CF. Estos resultados deberán ser revisados cuando sean reportados datos de nuevas cápsulas.

T II

TEMPERATURA DE REFERENCIA A FINAL DE LA VIDA DE DISEÑO

Vasija	RT _{NDT} (° C) inicial	Incremento de RT _{NDT} (° C)	Margen (° C)	RT _{NDT} (° C) a 32 EFPY (*)
N.º 1	11	21	18	50
N.º 2	29	23	17	69
N.º 3	-7	28	15	36
N.º 4	1	16	13	30
N.º 5	-25	43	19	37
N.º 6	-18	87	16	85

(*) EFPY: Años efectivos o equivalentes a plena potencia.

CFR-50. Resultado análogo es obtenido para el USE, donde el valor mínimo permitido es de 68 julios. Estos resultados pueden ser justificados, para los cuatro primeros casos considerados en la tabla 2, por los bajos contenidos en cobre, tanto de material base como de material de soldadura, y, para el quinto caso, por el bajo valor de fluencia a final de vida, que se traducen en pequeños incrementos de la temperatura de referencia. Solamente en el sexto caso, con valor ligeramente alto del contenido en cobre, el incremento en la temperatura de referencia es considerable; sin embargo, queda compensado con un bajo valor de la temperatura de referencia inicial.

Por tanto, de los resultados de vigilancia se desprende, en los seis casos considerados, que la vida útil de la vasija va más allá de su vida de diseño. El caso más desfavorable permite extender en 22 años efectivos a plena potencia la vida de diseño de la vasija, en el supuesto de que la irradiación sea el mecanismo de degradación más limitativo del material de la vasija y sin la necesidad de recuperar las propiedades mecánicas degradadas del material con un recocido de la vasija.

CONCLUSIONES

La extrapolación de los resultados de vigilancia a final de la vida de diseño de la vasija ha mostrado que la temperatura de referencia está lejos de alcanzar, para cualquier caso, el valor límite de 93° C fijado en el apéndice G de 10-

La Regulatory Guide 1.99 rev. 2 también permite determinar el valor esperado del USE a final de la vida de diseño, a partir de los datos de vigilancia. Si bien el análisis de estos datos ha mostrado que la temperatura de referencia RT_{NDT} da la condición más limitativa para la extensión de vida de las 6 vasijas consideradas.