

CURVA DE TENDENCIA DE FRAGILIZACIÓN PARA ACEROS DE VASIJAS DE CENTRALES PWR ESPAÑOLAS*

B. ACOSTA, A. BALLESTEROS, J. BROS

INTRODUCCIÓN

La irradiación neutrónica origina cambios en las propiedades mecánicas de los aceros y soldaduras de la vasija. La magnitud de dichos cambios se puede cuantificar por medio de modelos empíricos desarrollados en base a datos procedentes de ensayos de materiales irradiados en reactores experimentales, o a partir de datos procedentes de irradiaciones de cápsulas de vigilancia en reactores comerciales.

Mediante la utilización de modelos empíricos y semiempíricos es posible determinar el incremento de la temperatura de referencia RT_{NDT} y el decrecimiento del USE que experimentará el material de vasija para una fluencia neutrónica dada. Del conocimiento de dichas previsiones se extraen conclusiones acerca del estado de la vasija y de la evolución de sus propiedades mecánicas. Los resultados de estos estudios pueden contribuir al alargamiento de la vida útil de las centrales, ya sea asegurando el cumplimiento de los requisitos de tenacidad de la vasija, y proporcionando información necesaria para prolongar la licencia de operación de la central más allá de su vida de diseño, o bien sentando las bases para

efectuar un posible recocido de la vasija.

En este artículo se presenta una correlación propia para el cálculo del ΔRT_{NDT} , desarrollada a partir de los datos de vigilancia procedentes del análisis de las cápsulas extraídas en los reactores españoles PWR.

PROGRAMA DE VIGILANCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES (PWR) ESPAÑOLAS

En España la normativa seguida en los programas de vigilancia es aquella correspondiente al país en donde fue diseñado el reactor. Así en el caso de C.N. Trillo se

aplica la normativa alemana, mientras que para el resto de los reactores españoles PWR (de diseño Westinghouse) es la norma americana la que rige el programa de vigilancia. Sin embargo, todas las actividades relacionadas con los programas de vigilancia, la evaluación de las cápsulas, el impacto de los datos de vigilancia en la integridad de la vasija y la revisión de las curvas límite de operación la realizan organismos españoles [1, 2].

La *tabla 1* resume las principales características y el estado de los programas de vigilancia de vasija de los reactores españoles tipo PWR.

Tabla 1. Reactores PWR Españoles y situación de sus programas de vigilancia

Central Nuclear	Capacidad MWe	Suministrador	Comienzo de la operación	Número de cápsulas	Cápsulas extraídas al 31.10.98
José Cabrera	160	Westinghouse	1968	8 (a)	5
Almaraz I	930	Westinghouse	1981	6 (b)	3 (d)
Almaraz II	930	Westinghouse	1983	6 (b)	3 (d)
Ascó I	930	Westinghouse	1983	6 (b)	3 (d)
Ascó II	930	Westinghouse	1985	6 (b)	2
Vandellós II	992	Westinghouse	1988	6 (b)	2
Trillo	1041	KWU	1988	3 (c)	1

* Este artículo está basado en el proyecto fin de carrera de Beatriz Acosta y que obtuvo, en 1997, el premio de la S.N.E. al mejor trabajo presentado como tesina o proyecto fin de carrera dentro del campo nuclear.

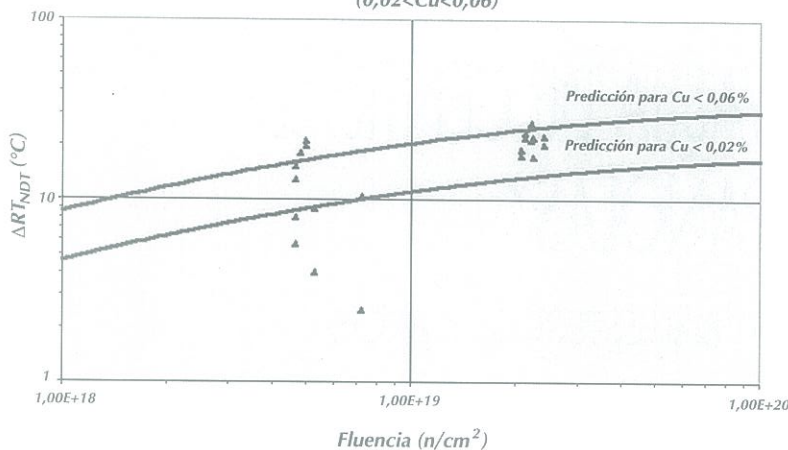
(a) Tres de las ocho cápsulas son de reserva. Por ejemplo para extensión de vida.

(b) Dos de las seis cápsulas son de reserva.

(c) Dos de las tres cápsulas son de reserva.

(d) Sólo se disponía de resultados de las dos primeras cápsulas en el momento de elaborar este trabajo.

**PWR ESPAÑOL
Material base
(0,02<Cu<0,06)**



F I - Predicción de ΔRT_{NDT} según R.G. 1.99 rev.2

FÓRMULA PWR-ES/BC

Una parte esencial de la vigilancia de la vasija del reactor es la evaluación mediante modelos empíricos y semiempíricos de su integridad estructural al final de su vida de diseño, con objeto de determinar el margen adicional de vida útil. En España el principal método utilizado para la extrapolación de los resultados de vigilancia a final de vida, 32 años efectivos a plena potencia, viene dado por Regulatory Guide 1.99 en su revisión 2 [3].

De acuerdo con los análisis realizados a las cápsulas de vigilancia extraídas de los reactores PWR españoles, los cambios en la temperatura de referencia RT_{NDT} no son tan grandes en comparación con los que resultan de los datos de vigilancia de las centrales nucleares de los Estados Unidos, debido básicamente a que el nivel de impurezas en cobre no es tan alto en los aceros de vasija de los reactores PWR españoles. Por este motivo se hace necesaria la obtención de una correlación propia, que se ajuste mejor a los valores de ΔRT_{NDT} observados en las vasijas españolas.

En la figura 1 se representan los valores medidos de ΔRT_{NDT} para material base con un contenido de cobre entre 0.02% y 0.06% en peso, como es el caso de la mayor parte de los reactores PWR españoles. En dicha figura se pone de manifiesto que para bajo contenido en cobre y baja fluencia la R.G. 1.99 rev.2 parece ser ligeramente conservadora.

Para la estimación del nivel de fragilización, se utiliza el hecho comprobado de que la magnitud de los cambios producidos por la irradiación dependen fundamentalmente de la química del material y

de la fluencia neutrónica recibida por el mismo.

$$\Delta RT_{NDT} = CF \cdot FF \quad (1)$$

En donde FF es el factor de fluencia y CF es el factor químico.

La ecuación para el cálculo de ΔRT_{NDT} se ha establecido a partir de los datos de vigilancia de materiales irradiados con bajo contenido en cobre ($Cu < 0.1$) de los reactores PWR españoles. Partiendo de los resultados de los ensayos de impacto Charpy realizados, se trata de relacionar los valores del ΔRT_{NDT} observados y las fluencias medidas en las cápsulas de vigilancia según una expresión del tipo:

$$\Delta RT_{NDT} = CF \cdot f^{(a-b \log f)} \quad (2)$$

en donde f es la fluencia neutrónica. El exponente decrece con la fluencia a fin de considerar el efecto de saturación que tiene lugar a fluencias elevadas, cuando al incrementarse el número de neutrones que penetran en la red cristalina del acero aumenta la recombinación de defectos, disminuyendo el daño provocado por la irradiación.

Tras imponer las condiciones necesarias para realizar la regresión entre las fluencias y los ΔRT_{NDT} medidos en las cápsulas se obtiene la siguiente expresión para el factor de fluencia:

$$FF = f^{(0.44-0.1 \log f)} \quad (3)$$

siendo f la fluencia de neutrones rápidos ($E > 1$ MeV) a la que se evalúa el ΔRT_{NDT} en unidades de 10^{19} n/cm².

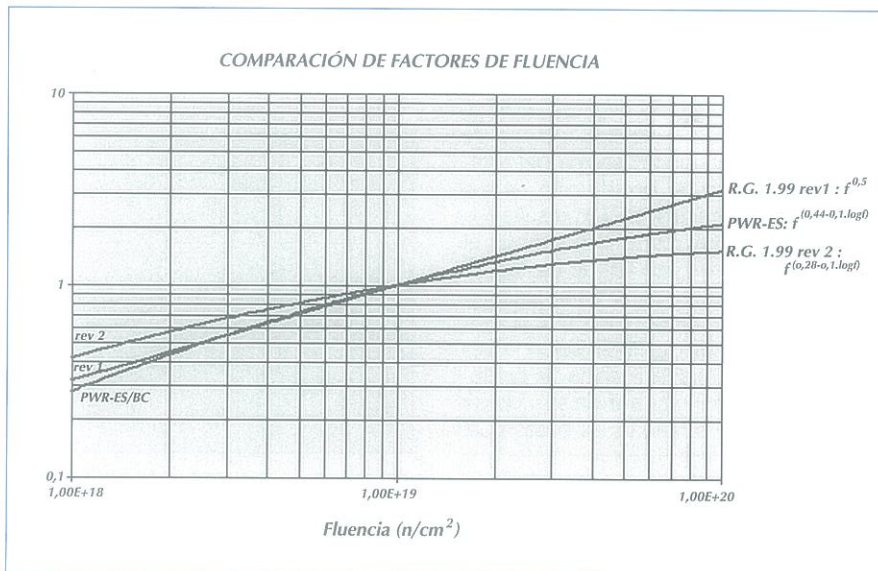
En la figura II, se representa la forma de la ecuación anterior en comparación con los factores de fluencia que se proponen en las revisiones 1 y 2 de Regulatory Guide 1.99. Como se puede observar el factor de fluencia ajustado para los reactores españoles se encuentra en posición intermedia entre el de R.G. 1.99 rev.1 y el de R.G. 1.99 rev.2 para altas fluencias, siendo menor que los otros dos a bajas fluencias, y aproximándose más a los datos observados en las vasijas españolas.

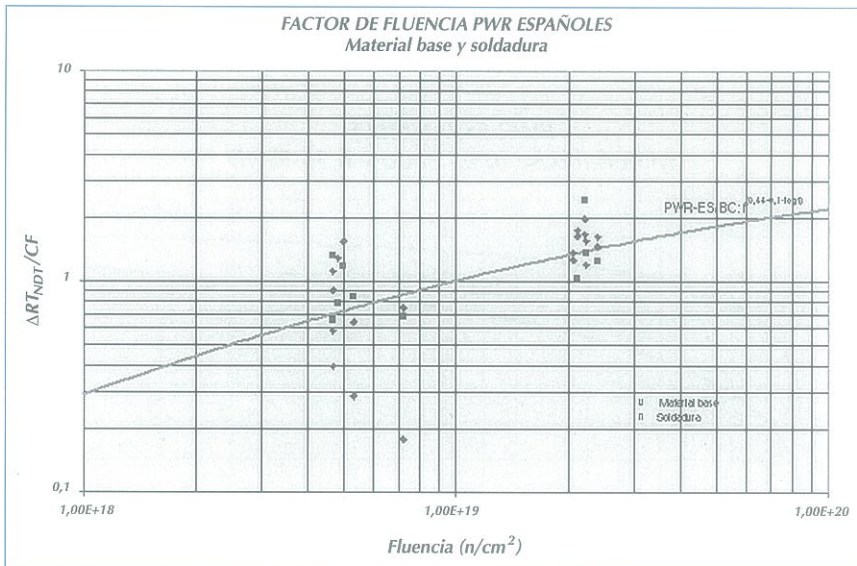
Para el factor químico se ha obtenido la expresión:

$$CF = 12.3 + 34.52 \cdot \%Cu \quad (4)$$

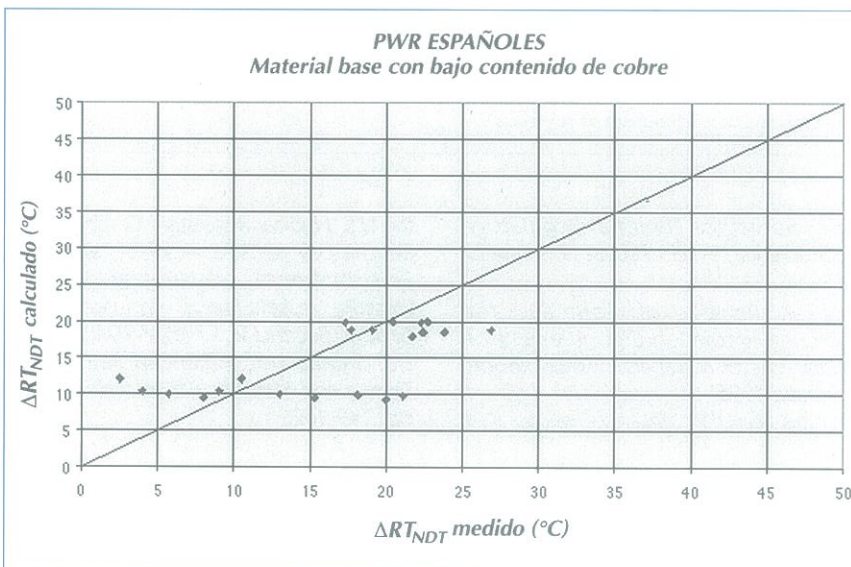
Este factor químico es válido para aceros de vasija con bajo contenido de cobre ($Cu < 0.1$), como es el caso de la mayoría de los reactores españoles. Así

F II - Factor de fluencia según R.G. 1.99 y PWR-ES/BC

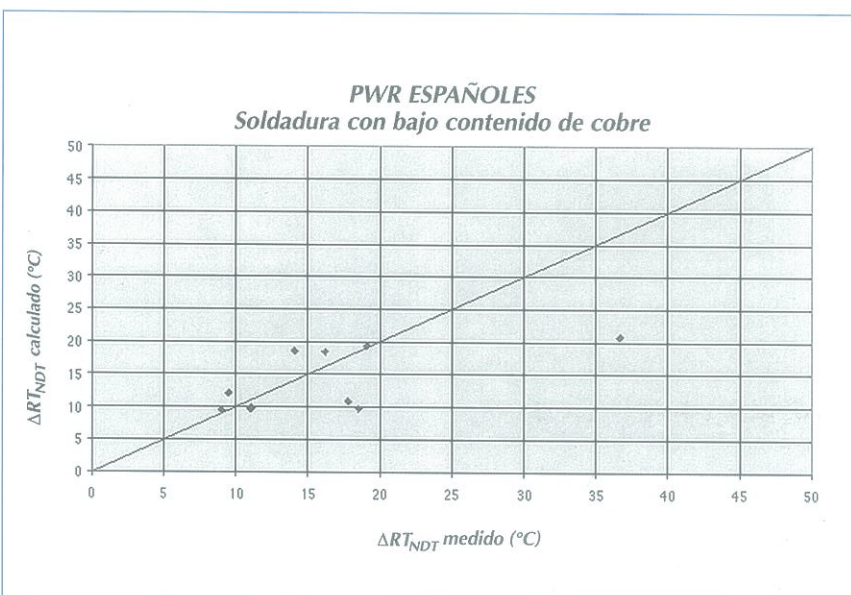




F III - Valores de $\Delta RT_{NDT}/CF$ versus fluencia. CF según PWR-ES/BC; $CF=12.3+34.52 \cdot \%Cu$



F IV - ΔRT_{NDT} calculando versus ΔRT_{NDT} medido, cálculo según PWR-ES/BC



F V - ΔRT_{NDT} calculando versus ΔRT_{NDT} medido, cálculo según PWR-ES/BC

mismo sería de aplicación a futuros reactores con material de vasija SA-533 B Clase 1, puesto que el código ASME [4] establece un límite de cobre en colada de 0.1% en peso.

Por tanto la correlación para el cálculo de ΔRT_{NDT} , denominada PWR-ES/BC, tiene la forma:

$$\Delta RT_{NDT} = (12.3 + 34.52 \cdot \%Cu) \cdot f^{(0.44-0.1 \cdot \log f)} \quad (5)$$

donde ΔRT_{NDT} vendrá dado en °C y la fluencia en unidades de 10^{19} n/cm².

La figura III muestra el factor de fluencia de PWR-ES/BC, ecuación (3), junto con los valores medidos de ΔRT_{NDT} normalizados por el factor químico que se obtiene al utilizar la expresión (4).

En las figuras IV y V se pueden observar, para material base y soldadura respectivamente, los valores de ΔRT_{NDT} medidos frente a los valores calculados utilizando la fórmula PWR-ES/BC. Los puntos del diagrama están muy próximos a la diagonal de la gráfica lo que indica un buen ajuste en la predicción de ΔRT_{NDT} .

Las desviaciones estándar de los valores residuales (valores observados menos valores calculados de ΔRT_{NDT}), obtenidas empleando la correlación PWR-ES/BC, son 5 °C para material base y 6 °C para soldadura, valores menores que los resultantes de la aplicación de la norma americana.

La figura VI, obtenida utilizando valores típicos de Cu y Ni de los aceros de vasija PWR españoles, muestra el comportamiento conjunto de $[\Delta RT_{NDT} + 2 \cdot \sigma_\Delta]$, en función de la fluencia de neutrones recibida por la vasija. Anteriormente se ha indicado que σ_Δ es 5 °C para material base y 6 °C para soldadura cuando se aplica PWR-ES/BC, mientras que la R.G. 1.99 rev.2 da un valor de la desviación estándar de 9.5 °C para material base y de 15.5 °C para soldadura, valores obtenidos en el análisis de regresión realizado por Guthrie [7].

En la figura se puede observar que a 32 años efectivos a plena potencia, es decir para una fluencia típica de $4.5 \cdot 10^{19}$ n/cm², el valor de $[\Delta RT_{NDT} + 2 \cdot \sigma_\Delta]$ es aproximadamente unos 8 °C menor para la predicción realizada mediante PWR-ES/BC que para la estimación que proporciona R.G. 1.99 rev. 2. Esto supone un valor menor de ΔRT_{NDT} para final de la vida de la vasija, es decir un valor más alejado del límite establecido por la normativa, con lo que se garantiza una mayor seguridad en la operación de la central, la posibilidad de ampliar la ventana de operación (límites de presión-temperatura), y de alargar la vida útil de la vasija.

CONCLUSIONES

La utilización de una fórmula o curva de tendencia de fragilización específica de los materiales de vasija de reactores PWR españoles como la que aquí se ha presentado, permitiría optimizar la explotación de la central, aumentar los márgenes de seguridad, e incrementar su vida útil mas allá de las previsiones que el uso de la normativa americana en vigor establece.

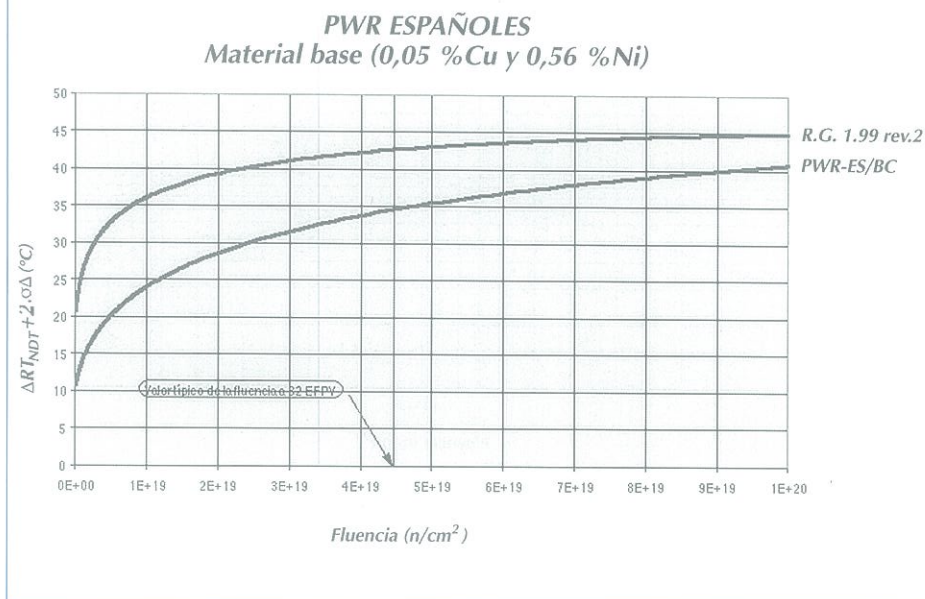
REFERENCIAS

[1] Bros, J., Ballesteros, A., and López, A., "Radiation Embrittlement of Spanish Reactor Pressure Vessel Steels," *Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steels: An International Review (Fourth Volume)*, ASTM STP 1170, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1993.

[2] Bros, J and Ballesteros, A., "Overview of the Activities in Spain on Irradiation Embrittlement of RPV Steel", *Reactor Dosimetry ASTM STP 1228*, Philadelphia, 1994.

[3] "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials", *Regulatory Guide 1.99 revision 2*. US Nuclear Regulatory Commission, May 1988.

[4] ASME Code Section III. Rules for Construction of Nuclear Power Plants Components, Subsection NB 2331 "Materials for Vessels".



F VI - Evolución de la Temperatura de Referencia

[5] "Survey of National Regulatory Requirements", AMES Report N° 4. Junio 1995.

[6] "A Review of Formulas for Predicting Irradiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials", AMES Report N° 6. Julio 1996.

[7] Randall, P.N., "Basis for Revision of

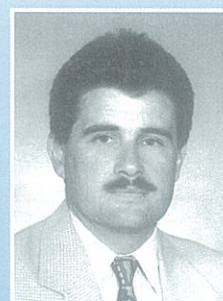
the U.S. Nuclear Regulatory Commission's Regulatory Guide 1.99," *Radiation Embrittlement of Nuclear Reactor Pressure Vessels Steels: An International Review (Second Volume)*, ASTM STP 909, L.E. Steele, De., American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1986, pp. 149-162.



Beatriz ACOSTA, es ingeniero industrial, especialidad técnicas energéticas, por la E.T.S.I.I. de Madrid. Tras realizar el proyecto fin de carrera en la División de Ingeniería de Inspección de Tecnatom se incorporó, en 1997, al Instituto de Materiales Avanzados del Joint Research Centre de la Comisión Europea en Petten (Holanda), dentro del grupo de Evaluación y Estudios de Envejecimiento de Materiales.



Antonio BALLESTEROS, es físico teórico por la Universidad Autónoma de Madrid. En 1987 se incorporó al Grupo de Integridad de Componentes de Tecnatom 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 tanto en España como coordinando diversos proyectos internacionales del grupo europeo AMES.



Juan BROS, es licenciado en física por la Universidad de Barcelona. Ingresó en Tecnatom en 1982 siendo, en la actualidad, responsable de Ingeniería de Inspección. Son cometidos de esta organización, entre otros, la elaboración de los programas de inspección y pruebas en servicio y la prestación de asistencia técnica en todo lo relacionado con la normativa y práctica aplicable a la inspección y pruebas en servicio así como la realización de análisis de integridad y de vigilancia de componentes.