

PROGRAMAS DE VIGILANCIA DE LAS VASIJAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS

L. FRANCIA

Para monitorizar el cambio en las propiedades mecánicas de los materiales de vasija se implanta en las centrales nucleares un Programa de Vigilancia. Este programa consiste en el seguimiento de la integridad de la vasija del reactor a través de una comprobación experimental del comportamiento del material de la vasija frente a la irradiación neutrónica (fragilización), a partir de los datos de las cápsulas que se extraen de los reactores y del estudio de sus curvas de tendencia.

El artículo resume las principales características y el estado actual de los Programas de Vigilancia de las vasijas de los reactores españoles, tanto PWR como BWR, incluyendo una descripción de la normativa aplicable en España a dichos programas de vigilancia.

Además de la descripción del proceso que se lleva a cabo y del contenido de los programas (materiales considerados, número de cápsulas y plan de extracción, tipos de probetas, ensayos, etc.), se presentan los principales datos y resultados experimentales obtenidos hasta la fecha de los programas de vigilancia de las centrales nucleares españolas.

Los resultados obtenidos de las muestras irradiadas muestran valores (RT_{NDT} , USE) esperados y dentro de los límites establecidos en la normativa, pudiéndose concluir que la tenacidad a la fractura no presentará problemas a lo largo de la vida de las vasijas de las centrales españolas.

INTRODUCCIÓN

Entre los distintos requisitos establecidos para asegurar la integridad de los componentes de la barrera de presión del refrigerante en reactores de agua ligera, se encuentran los referidos a la tenacidad a la fractura de los materiales de estos componentes. Estos requisitos revisten carácter especial en el caso del material de la vasija del reactor, ya que éste, al estar sometido a radiación neutrónica, va experimentando una progresiva fragilización a lo largo de su vida útil.

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 sobre la base de los datos procedentes de ensayos de materiales irradiados en reactores experimentales, o a partir de datos procedentes de irradiaciones de cápsulas de vigilancia que se ubican en los reactores comerciales.

La vida útil de una central nuclear se determina a partir de aquellos factores que proporcionan un margen de seguridad aceptable para la operación de la planta, y que permiten la producción de electricidad con un coste razonable. Por consiguiente es necesario conocer aquellas variables que afectan a

las propiedades mecánicas de la vasija, y los parámetros que se utilizan para evaluar su integridad y predecir su vida remanente. El objetivo es la explotación de la central de forma segura y la producción de electricidad con un factor de utilización alto.

En primer lugar se debe tener en cuenta, en la fase de diseño de una vasija, la capacidad para soportar las presiones y las tensiones térmicas que se producen durante las etapas de calentamiento y enfriamiento, asociadas al arranque y parada de la central en cada ciclo de operación, junto con la estimación de las tensiones que se produzcan en un accidente base. En segundo lugar la vasija recibe el bombardeo de los neutrones que escapan del núcleo, y aunque han sido moderados por el agua, y entre el núcleo y la vasija existen distintas barreras de acero, los neutrones todavía alcanzan la vasija con energía suficiente para destabilizar la red cristalina del acero y provocar una fragilización o pérdida de tenacidad que puede llegar a ser muy importante.

Por estas razones, es importante que la vasija de presión del reactor se fabrique con los materiales apropiados para cumplir con los requerimientos de diseño y de funcionamiento, puesto que en operación normal y bajo condiciones de prueba, las vasijas están sometidas a valores límites de presión y tem-

peratura (P-T). Una alta sensibilidad a la irradiación neutrónica restringe el rango de operación en presión y temperatura. Los límites de operación P-T deben revisarse periódicamente durante la vida del reactor para estimar el valor adecuado de los parámetros de trabajo y así proteger la vasija contra la ruptura frágil. El establecimiento de los límites de seguridad de una vasija, en operación normal y bajo condiciones de prueba, requiere disponer de información veraz sobre las propiedades mecánicas del material de la vasija.

Los efectos de la irradiación neutrónica se evalúan mediante probetas con muestras de material tomadas de zonas críticas de la vasija en cuestión, que se irradian a fluencias y temperaturas representativas de las condiciones del reactor. Los resultados de los ensayos de las muestras en estado de recepción se comparan con los resultados obtenidos para el correspondiente material irradiado con objeto de cuantificar el cambio en las propiedades mecánicas.

Para monitorizar el cambio en las propiedades mecánicas del material de vasija se implanta en las centrales un Programa de Vigilancia. Este programa consiste en el seguimiento de la integridad de la vasija del reactor a partir de los datos de las cápsulas que se irradian y del estudio de las curvas de tendencia. Los datos que se obtienen de las probetas de vigilancia se utilizan

para fijar las temperaturas y presiones de operación, así como para valorar el comportamiento de la vasija frente los transitorios que pueda sufrir la planta (choque térmico a presión).

MAGNITUDES REPRESENTATIVAS DE LA FRAGILIZACIÓN POR IRRADIACIÓN

Para emprender el análisis de los efectos de la irradiación neutrónica en la vasija del reactor de una central nuclear es necesario conocer las variables que afectan en mayor o menor grado a la degradación de los materiales de la vasija, y su influencia en la variación de las distintas propiedades mecánicas utilizadas habitualmente en el análisis del comportamiento de materiales.

El siguiente paso es el cálculo de correlaciones y modelos para predecir el valor de las propiedades mecánicas de los materiales frente a los parámetros que caracterizan la exposición neutrónica (fluencia, desplazamientos por átomo, etc.). Los resultados obtenidos mediante el empleo de correlaciones sirven para evaluar la integridad de la vasija, asegurar que cumplirá su misión hasta el final de la vida de diseño y valorar si es posible una extensión de la vida de diseño de la vasija.

Parámetros que expresan los efectos de la irradiación

Como ya se ha mencionado anteriormente, la irradiación neutrónica provoca cambios en las propiedades mecánicas de los materiales de la vasija del reactor nuclear. Se sabe que se produce un incremento de la resistencia mecánica y una disminución de la capacidad de endurecimiento por deformación de los aceros y soldaduras.

Los principales ensayos para la determinación de las propiedades mecánicas son los siguientes:

- Ensayo de tracción simple, que se realiza para obtener las características elastoplásticas del material y medir las propiedades mecánicas fundamentales (módulo de elasticidad, límite elástico, resistencia a tracción y deformación bajo carga máxima).

- Ensayo de impacto Charpy, que consiste en obtener la energía absorbida al romper probetas a diferente temperatura cuando se golpean con un péndulo. A partir de los resultados del ensayo se puede dibujar una curva, representando energía absorbida frente a

temperatura de la probeta, que tiene tres zonas diferenciadas. Una región inferior o zona de ruptura frágil, en la cual se absorbe una cantidad muy pequeña de energía antes de producirse la fractura; una zona intermedia; y una zona superior o zona de ruptura dúctil en la que la mayor parte de la energía del péndulo será absorbida antes de que se produzca la fractura. En la zona intermedia el material cambia de comportamiento frágil a comportamiento dúctil, por este motivo se denomina zona de transición.

Los ensayos Charpy permiten evaluar la tenacidad de un material, y a partir de ella el efecto fragilizador de la irradiación mediante la energía absorbida en el impacto. En estos ensayos, los efectos de la irradiación se ponen de manifiesto en dos parámetros, la temperatura de transición de comportamiento frágil a dúctil (RT_{NDT}) y la energía absorbida para la fractura dúctil, en especial el nivel superior de energía absorbida (USE). Los valores que se determinan por medio del ensayo Charpy desempeñan un papel esencial en los actuales programas de vigilancia de la integridad de la vasija.

Modelos empíricos de cálculo de la fragilización por irradiación

Mediante la utilización de modelos empíricos y semiempíricos es posible extrapolar los valores de RT_{NDT} y del USE para el final de la vida del reactor. En base a los datos sobre el estado de la vasija obtenidos de los Programas de Vigilancia, se pueden confirmar las estimaciones realizadas para el incremento de la temperatura de referencia (ΔRT_{NDT}) y el decrecimiento del nivel superior de energía absorbida (∇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 los efectos de la irradiación.

Los primeros modelos empíricos que describían los efectos de la irradiación neutrónica en las propiedades mecánicas condujeron a la elaboración de una guía reguladora (Regulatory Guide 1.99) por la USNRC. Dicha guía consideraba el contenido de cobre y fósforo del acero y los relacionaba con la fluencia neutrónica para determinar el comportamiento o evolución de la RT_{NDT} . Posteriormente, con el aumento de las bases de datos de vigilancia, se modificó la RG 1.99 en una Revisión 2 donde se indicaba que los elementos relevantes en la fragilización eran el cobre y níquel en contraposición a lo contemplado en la primera revisión,

donde se consideraban únicamente el cobre y fósforo.

Existen modelos empíricos para predecir los efectos de la irradiación neutrónica en el acero y en la soldadura de la vasija, como por ejemplo el decrecimiento del USE (∇USE) o el incremento del límite elástico σ_y . Sin embargo gran parte de los esfuerzos se centran en la obtención de los valores de RT_{NDT} para material base y soldadura, puesto que es este parámetro el que de una forma más clara expresa el comportamiento de la vasija frente a la irradiación neutrónica.

PROGRAMAS DE VIGILANCIA

Los efectos de la irradiación neutrónica sobre las propiedades de los materiales utilizados en las vasijas de los reactores se monitorizan mediante la aplicación de un Programa de Vigilancia. Ello implica la necesidad de realizar una comprobación experimental del comportamiento frente a la irradiación del material de la vasija.

Existe un gran número de ecuaciones para predecir el cambio de las propiedades mecánicas del acero y la soldadura de la vasija. La incertidumbre que aún conservan estos procedimientos de estimación hacen necesarios los programas de vigilancia. A partir de los datos generados continuamente por los programas de vigilancia de distintas centrales se evalúan los modelos empíricos existentes, a fin de utilizar aquél del que se obtengan los resultados más fiables y ajustados.

Normativa aplicable

El Estudio de Seguridad y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de cada central nuclear establecen la necesidad de vigilar la evolución de las propiedades mecánicas de los materiales que forman la vasija del reactor afectados por la irradiación neutrónica.

En España la normativa seguida en los programas de vigilancia es aquella correspondiente al país de origen del diseño del reactor. Así, en el caso de la C. N. Trillo se aplica la normativa alemana, mientras que para el resto de las CC.NN. españolas (de diseño Westinghouse y General Electric) la normativa aplicable es la estadounidense. 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 nacionales.

Con referencia a la normativa estadounidense, los criterios y parámetros de RT_{NDT} y USE, así como los requisitos de tenacidad de fractura mediante límites y curvas de operación presión-temperatura (P-T), se definen en el Apéndice G del 10CFR50 y el Apéndice G de la Sección XI del Código ASME. Los límites de RT_{NDT} para el caso de choques térmicos a presión (PTS) en reactores PWR se recogen en el 10CFR50.61.

Por otro lado, los requisitos mínimos que deben cumplir los programas de vigilancia se definen en el Apéndice H del 10CFR50 y en la norma ASTM E 185. La proyección de resultados y curvas de tendencia han de hacerse de acuerdo con la Guía Reguladora RG 1.99, rev. 2.

En lo que respecta a la normativa alemana, los criterios de tenacidad de fractura mediante las curvas de operación P-T y la metodología de cálculo se recogen, respectivamente, en el Safety Criterium nº 4.1 del BML y en la norma KTA 3201-2. Por otra parte, los programas de vigilancia y las curvas de tendencia se establecen en la norma KTA 3203.

Existen muchas similitudes en la normativa aplicada en los distintos países de Europa y en Estados Unidos. Por supuesto que hay pequeñas diferencias en la metodología, pero la filosofía es muy similar en todos los países, incluso para las normas de la Federación Rusa.

La regulación aplicable en la práctica totalidad de los países europeos exige que la degradación del material de la vasija debido a la irradiación neutrónica sea monitorizada a lo largo de la vida de la central nuclear mediante un programa de vigilancia. La filosofía y la implementación práctica de los programas de vigilancia de diferentes países también es relativamente uniforme.

En gran parte de los países europeos, el diseño del programa de vigilancia se basa en los requerimientos del Apéndice H de 10CFR50, con referencia a la norma E-185 de ASTM.

Un caso singular es el del Reino Unido, país que no tiene normativa en este campo. Las condiciones de licenciamiento de una central nuclear fijan los objetivos a cumplir, pero no especifican como conseguirlos. Los titulares de la licencia de la central se consideran los responsables de la seguridad de ésta, por tanto deben proponer sus propias soluciones en temas de seguridad, puesto que las autoridades competentes no imponen prescripciones en materia de programas de vigilancia de la vasija del reactor.

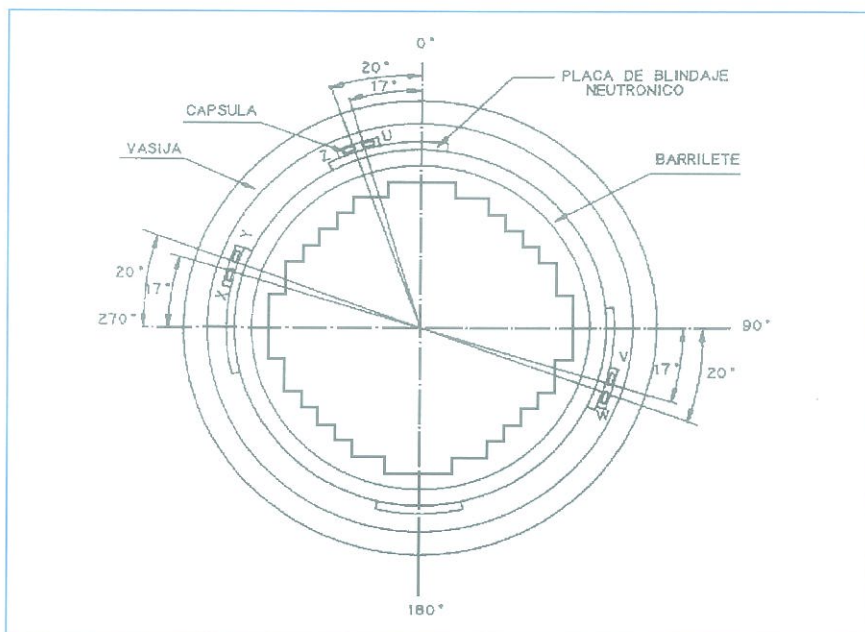


Figura 1.- Posición de las cápsulas de vigilancia en un reactor.

Las cápsulas de vigilancia

El Programa de Vigilancia está enfocado a una evaluación de los efectos de la irradiación sobre la resistencia a la fractura de los aceros empleados en las vasijas, basándose en los métodos de la temperatura de transición y de la mecánica de fractura. Para ello se irradian, más rápidamente que la propia vasija, una serie de cápsulas que contienen distintas probetas para ensayos mecánicos y unos monitores de flujo neutrónico y temperatura, con objeto de predecir el estado que el material de

la vasija alcanzará con posterioridad.

En los reactores comerciales las cápsulas de vigilancia se colocan, como muestra la Fig. 1 de modo genérico, dentro de la vasija en posiciones donde el flujo neutrónico es mayor que el que recibe la propia vasija. De esta manera es posible predecir con suficiente antelación el daño por irradiación que experimentará la vasija del reactor a un determinado número de años de operación.

A título de ejemplo, para los reactores PWR-Westinghouse españoles de segunda generación, las cápsulas se

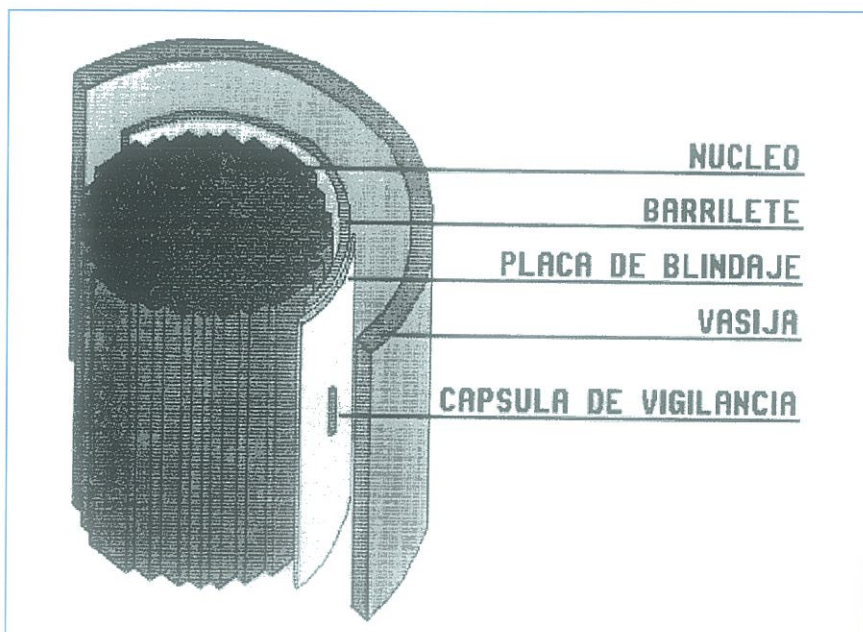


Figura 2.- Colocación de las cápsulas en una vasija PWR.

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

Central Nuclear	Potencia (MWe), a Dic-99	Suministrador	Comienzo de la operación	Número de cápsulas	Cápsulas analizadas a Dic-99
José Cabrera	160	Westinghouse	1968	8 (a)	5
Almaraz I	973,5	Westinghouse	1981	6 (b)	3
Almaraz II	982,6	Westinghouse	1983	6 (b)	3
Ascó I	979,1	Westinghouse	1983	6 (b)	3
Ascó II	1014,8	Westinghouse	1985	6 (b)	2
Vandellós II	1081,7	Westinghouse	1988	6 (b)	2
Trillo	1066	Siemes-KWU	1988	3 (c)	1
Sta. M ^a Garoña	466	General Electric	1971	3	2
Cofrentes	1025,4	General Electric	1984	3	1

(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.

introducen en unos alojamientos guía soldados a la parte exterior del blindaje térmico (o placas de blindaje neutrónico), y que están situados frente a la parte central del núcleo (ver Fig. 2). Dichas cápsulas se extraen a lo largo de la vida de la planta, a intervalos de aproximadamente 5 años coincidiendo con paradas de recarga de combustible, de forma que se pueda extrapolar y por tanto prever el comportamiento del material de la vasija al final de su vida de diseño.

Los materiales a incluir en el programa de vigilancia deben ser aquellos más limitativos para la operación del reactor. Aquellos de los que se espera que tengan la RT_{NDT} más alta o el menor USE a final de vida. Los requerimientos del número de cápsulas y el programa de extracción deben basarse en las estimaciones preliminares de RT_{NDT} y USE para el final de la vida.

En las cápsulas de vigilancia se introducen muestras de material base, material de soldadura y material de la zona afectada térmicamente por el calor de la soldadura (HAZ). Para cada uno de estos materiales se debe incluir al menos 12 probetas Charpy, y para material base y soldadura al menos 3 probetas de tracción en cada cápsula de vigilancia. Cuando se prevé que el nivel superior de energía absorbida en ensayos Charpy (USE) puede llegar a ser inferior a 68 Julios es preciso recurrir a probetas de ensayos de tenacidad a la fractura.

Además se deben realizar ensayos Charpy (18 para cada material, de acuerdo con ASTM E 185) y otros 3 ensayos de tracción para el material sin irradiar, con objeto de conocer las condiciones de referencia. La normativa también requiere que se disponga de un material de reserva para poder completar el programa de vigilancia si fuera necesario.

Puesto que la temperatura es un factor muy importante en la fragilización del material, conviene verificar que las temperaturas alcanzadas por las probetas de vigilancia corresponden a las del material de la vasija. Con este fin las cápsulas de vigilancia deben contener unos testigos, habitualmente aleaciones de bajo punto de fusión, que indiquen la temperatura máxima alcanzada por la cápsula. Al menos uno de estos testigos debe situarse en el punto en donde se espera un valor máximo de temperatura. Si al analizar la cápsula irradiada se observa una discrepancia superior a los 14° C entre el valor observado y el esperado será necesario realizar un análisis de las condiciones de operación para determinar la magnitud y duración de esas diferencias.

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.

Por este motivo el programa incluye unos dosímetros que van introducidos en bloques de relleno especialmente taladrados para tal propósito. Los dosímetros permiten la determinación de la densidad de flujo de neutrones térmicos, el espectro de neutrones rápidos y la fluencia de neutrones rápidos. Se seleccionan cuidadosamente según los criterios establecidos en ASTM E 482-82.

Las cápsulas se sitúan en la vasija de forma que la historia térmica y de irradiación de las probetas dupliquen lo más fielmente posible las de la pared de la vasija. La exposición de las probetas a los neutrones rápidos se produce a un ritmo más acelerado que la que experimenta la pared de la vasija,

toda vez que dichas probetas se encuentran entre el núcleo y la vasija. Dado que las probetas se ven sometidas a una exposición acelerada y que son probetas de los materiales reales utilizados, las mediciones del desplazamiento de la temperatura de transición son representativas de lo que le ocurrirá a la vasija en un momento posterior de su vida. Se recomienda que el factor de adelanto (cociente del flujo neutrónico instantáneo en las probetas respecto del máximo flujo neutrónico en la superficie interior de la pared de la vasija) tenga un valor entre uno y tres, puesto que para este intervalo se minimizan las incertidumbres de cálculo, surgidas al extrapolar los resultados de las mediciones en las probetas al material de la pared de la vasija.

De los resultados obtenidos tras el análisis de las cápsulas de vigilancia podrá deducirse la necesidad de modificar el programa de vigilancia, o incluso, los límites de presión-temperatura de operación estableciéndolos en función de los nuevos valores de RT_{NDT} .

La Tabla 1 resume las principales características y el estado de los programas de vigilancia de las vasijas de los reactores de las CC.NN. españolas.

PROGRAMA DE VIGILANCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES PWR

Las centrales nucleares PWR españolas se clasifican en tres grupos, para los que el diseño y la ejecución del programa de vigilancia es ligeramente distinto.

Grupo A: Almaraz I y II, Ascó I y II, Vandellós II.

Grupo B: José Cabrera.

Grupo C: Trillo.

Las características fundamentales de los programas de vigilancia de cada grupo se exponen en la Tabla 2.

Como indica la Tabla 2 las cápsulas de vigilancia contienen probetas de Tracción, Charpy, y en algunos casos probetas tipo CT y TBP, tanto de material base como de soldadura y zona afectada térmicamente por el calor de la soldadura. Junto a estas probetas son incluidos testigos de temperatura y dosímetros. La Fig. 3 muestra la disposición de las probetas, testigos y dosímetros en las cápsulas de un reactor tipo PWR.

En la Tabla 3 se muestra un resumen de valores relevantes obtenidos sobre la base de los resultados de los ensayos efectuados en las probetas de los programas de vigilancia de los siete reactores PWR españoles. Los resultados

Tabla 2.- Programa de vigilancia de centrales PWR.

Normativa Aplicada	Grupos A, B: ASTM E-185-82. Grupo C: KTA 3203		
Material incluidos en la cápsula Material base Soldadura HAZ Monitor de correlación	Sí Sí Sí Sólo en el Grupo B		
Definición de la zona beltline	"La zona irradiada de la vasija del reactor, que rodea la altura efectiva del núcleo activo, y las regiones adyacentes que se prevé van a experimentar el suficiente daño por irradiación como para considerarlas en la selección de materiales de vigilancia".		
Colocación de las muestras	Grupos A y B: según norma americana (ASTM E-185-82) Grupo C: según norma alemana (KTA 3203)		
Orientación	Material base Ascó I y II, Almaraz I y II: dirección longitudinal y transversal Vandellós II y Grupo C: dirección transversal Grupo B: dirección longitudinal Soldadura y HAZ: Grupos A y B: según norma americana Grupo C: según norma alemana		
Tipo de probetas Charpy Tracción Mecánica de fractura Otras	Grupo A Sí Sí Sí (0.5 CT) Barra de flexión (*) (*) Excepto Vandellós	Grupo B Sí Sí Sí (WOL) No	Grupo C Sí Sí No No
Colocación de las cápsulas de vigilancia	Grupo A: adosadas al blindaje térmico, colocadas a 17° y 20° Grupo B: adosadas al blindaje térmico Grupo C: Tres canales de irradiación entre el barrilete y la vasija a 96°, 207.5° y 332.5°		
Factor de adelanto	Grupo A Del orden de 3	Grupo B De 6 a 12	Grupo C Del orden de 100
Número de cápsulas de vigilancia introducidas en la vasija inicialmente	Grupo A 6	Grupo B 8	Grupo C 1
Plan de extracción (en años efectivos a plena potencia, EFPY)	Grupo A 1, 6, 12, 17	Grupo B 2, 3, 4, 7(2 caps)	Grupo C 1
Cápsulas de vigilancia de reserva para introducción retrasada	Solo para el Grupo C, hay 2 cápsulas de reserva no introducidas en la vasija.		
Probetas de vigilancia únicamente para envejecimiento térmico	No		
Tipo y número mínimo de Probetas	Grupo A (*)		Grupo C
	A1	A2	
	18T+18T	15L+15T	20
	18	15	20
	18	15	20
	3T+3T	3L+3T	6
	6	3	6
	-	-	-
Tipo y número de Dosímetros	Grupo A		Grupo C
	3Fe, 3Ni, 3Cu, 3Co, 3Co+Cd, 1U-238, 1Np-237	Grupo B Cu, Al-Co Al-Co-Cd	U-238 Np-237 Co-Al Al-Co-Cd
Tipo y número de monitores de temperatura	Grupo A		Grupo C
	304° C: 2 310° C: 1	Grupo B 304° C: 2 310° C: 1	291° C: 1 302° C: 1 309° C: 1 314° C: 1

(*) A1: C.N. Vandellós II; A2: C.N: Almaraz I, II y C.N. Ascó I, II.

(**) Dos tipos de cápsulas (B1 y B2) para C.N. José Cabrera.

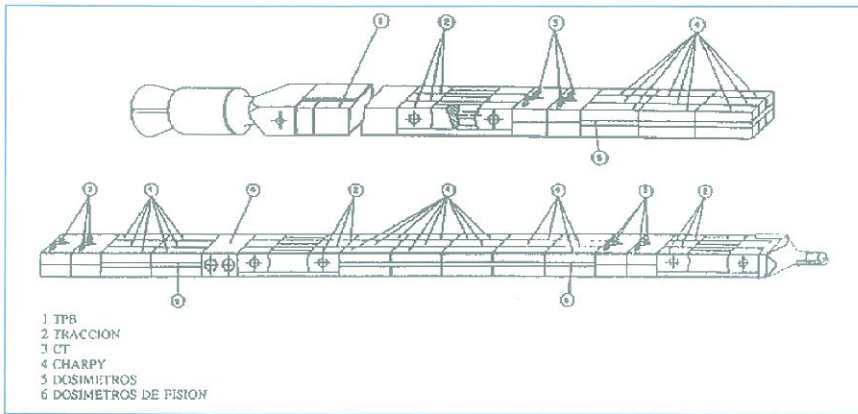


Figura 3.- Disposición de las probetas y dosímetros en las cápsulas de vigilancia.

Tabla 3
Resumen de resultados de los programa de vigilancia de las CC.NN. PWR.

Central Nuclear	(T ₄₁₁) _{BOL}	(ΔT ₄₁₁) _{EOL}	(RT _{NDT}) _{EOL}
Almaraz I	12,8	21,1	49,4
Almaraz II	17,2	23,9	70,6
Ascó I	-15,0	27,9	45,6
Ascó II	-10,6	22,2	35,6
Vandellós II	-23,3	38,7	37,8
José Cabrera	-33,9	66,3	63,4
Trillo	-32,8	23,8	-6,1

BOL: Principio de vida
EOL: Final de vida (32 EFPY)
Temperaturas en °C

Tabla 4
Resultados del programa de vigilancia de C.N. Garoña.

		T _{30ft-lb} (°F)	USE (ft-lb)	ΔT _{30ft-lb} (°F)	ΔUSE (ft-lb)
Metal base	sin irradiar	-13,5	139,0/90,4		
	1ª cápsula	-13,5	139,0/90,4	0,0	0,0 (0%)
	2ª cápsula	-11,3	137,3/89,2	2,2	1,7/1,2(1%)
Soldadura	sin irradiar	-94,7	111,8		
	1ª cápsula	15,8	84,7	110,5	27,1(24%)
	2ª cápsula	0,2	81,9	94,9	29,9(27%)

obtenidos de las muestras irradiadas muestran valores esperados y dentro de los límites establecidos en la normativa, pudiéndose concluir que la tenacidad a la fractura no presentará problemas a lo largo de la vida de las vasijas PWR.

No todas las cápsulas introducidas en las vasijas de los reactores nucleares son extraídas durante el programa de vigilancia, algunas se reservan para análisis posteriores. Así para C.N. Almaraz I y II, C.N. Ascó I y II, y C.N. Vandellós II, se introdujeron 6 cápsulas en la vasija de cada reactor, de éstas ya se han extraído 2 de cada unidad y es-

tá prevista la extracción de otras 2, quedando 2 cápsulas de reserva. En C.N. José Cabrera se instalaron 8 cápsulas dentro de la vasija, de las que ya se han sido extraídas 5, si bien solo se han analizado 4. En C.N. Trillo, cuya situación es distinta al ser de diseño alemán, se introdujo una sola cápsula en la vasija para su irradiación durante el segundo ciclo. La inserción de una sola cápsula está justificada por el bajo flujo neutrónico que recibe la vasija, si bien están disponibles para su irradiación dos cápsulas de reserva.

El plan original de extracción de cápsulas de cada central puede ser mo-

dificado cuando se dispone de datos de vigilancia. Ello es debido a que las predicciones de daño que se realizan con anterioridad a la puesta en marcha del reactor son por lo general más conservadoras que las predicciones realizadas a partir del análisis de las cápsulas.

PROGRAMA DE VIGILANCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES BWR

En la C.N. Sta. M^a de Garoña, originalmente se dispusieron tres cápsulas de vigilancia en las posiciones de 10°, 190° y 350°, en azimuts próximos a los puntos de máximo flujo neutrónico. Cada cápsula contiene probetas de Tracción, probetas Charpy e hilos dosimétricos. Las probetas de Tracción y Charpy están constituidas por material base, soldadura y zona afectada por el calor, de materiales representativos de la vasija.

El calendario establecido para las cápsulas marca la primera extracción a los 6 años, la segunda a los 15 años y una de reserva (fin de vida), midiéndose el tiempo en años efectivos a plena potencia (EFPY). De acuerdo con este programa, ya se han extraído dos cápsulas.

El estudio de los hilos dosimétricos ubicados en las cápsulas ya extraídas (1 y 2), condujo a los siguientes valores de flujo neutrónico (E>1MeV) en la posición de las cápsulas:

Cápsula 1: 2,61 x 10⁹ n/cm²·s

Cápsula 2: 2,51 x 10⁹ n/cm²·s

La Tabla 4 contiene los resultados de los ensayos mecánicos efectuados sobre las probetas del programa de vigilancia antes y después de su irradiación a dos distintos niveles de fluencia. En dicha tabla se aportan dos valores para el USE, en primer lugar el longitudinal y en segundo lugar el transversal. La razón de la existencia de estos dos valores es porque las probetas Charpy instaladas en la vasija fueron mecanizadas con orientación en dirección longitudinal, de acuerdo con los requisitos originales. Posteriormente, se precisó que la orientación de este tipo de probetas debía de ser transversal a la dirección principal de trabajo del material. Para cubrir esta situación, la normativa ofreció criterios para transformar los valores longitudinales originales en transversales equivalentes.

Cabe mencionar que para verificar la validez de estas relaciones de transformación, dada la singularidad del proceso de fabricación de la vasija, se

decidió obtener directamente las propiedades del material base en la orientación transversal. A partir de probetas Charpy no irradiadas, previamente ensayadas, se reconstruyeron nuevas probetas por haz de electrones, uniendo las partes de tal modo que la nueva probeta estuviera orientada en la dirección deseada. Los resultados obtenidos confirmaron la aplicabilidad de los criterios de transformación establecidos en la normativa.

De cara al futuro, el material de soldadura es el que define la condición crítica de la vasija, ya que aunque su RT_{NDT} inicial es significativamente inferior a la del material base, sin embargo es mucho más susceptible a la fragilización por irradiación, por lo que este factor se acentúa en altas fluencias.

No se prevé que ninguno de los parámetros característicos de la condición del material (RT_{NDT} y USE) supere los límites establecidos en la normativa en un período de tiempo superior a la vida de diseño, incluyendo la posible extensión de vida. Como conclusión, la fragilización por irradiación neutrónica no es un problema para esta vasija.

Otros trabajos realizados en el marco del Programa de Vigilancia de C.N. Garoña son los encaminados a la obtención de forma directa de la tenacidad a fractura del material de la vasija. En la actualidad este parámetro se obtiene de forma indirecta a partir de los ensayos Charpy, sin embargo, para obtener estimaciones directas de este parámetro se deben ensayar probetas de Mecánica de Fractura.

Dada la escasez, e incluso falta de disponibilidad de material para la fabricación de probetas normalizadas, se ha desarrollado un programa para la validación de técnicas de reconstrucción de probetas tipo CT. Se consideraron tres tipos de geometría de implante y en cada una de ellas se compararon los resultados obtenidos usando probetas convencionales con otras reconstruidas de idéntico material y orientación con objeto de validar la técnica de reconstrucción.

Una vez validada esta metodología, se sigue trabajando sobre su aplicación por un lado a material irradiado y por otro a la extensión en el rango de temperaturas de ensayo, analizando los mecanismos de rotura asociados.

La situación actual del Programa de Vigilancia de C.N. Garoña se puede describir como sigue. En la posición que ocupaba originalmente la cápsula 1 (350°), durante la Recarga de 1996 se instalaron los siguientes contenidos: mitades de las probetas Charpy ensayadas en 1994, probetas Charpy sin irra-

Tabla 5
Resultados del programa de vigilancia de C.N. Cofrentes.

		T (°F)			
		E=30 ft-lb	E=50 ft-lb	LE(*)=35 mil	USE (ft-lb)
Metal base	Sin irradiar	-49,6	-4,3	-13,18	120,6
	Irradiado	-33,1	5,8	-6,5	124,5
	Diferencia	16,5	10,1	7,3	-3,9 (3 %)
	RT_{NDT}	8			
	$\Delta RT_{NDT} \pm 2\sigma$	42			
Soldadura	Sin irradiar	-38,6	-14,1	-21,4	167,5
	Irradiado	-66,1	-36,7	-42,5	169,1
	Diferencia	-27,5	-22,6	-21,1	-1,6(-1 %)
	RT_{NDT}	37			
	$\Delta RT_{NDT} \pm 2\sigma$	93			

(*) Expansión Lateral de la muestra.

diar originales, probetas CT reconstruidas, probetas de tracción e hilos dosimétricos. En la posición de la cápsula 2 (190°), están las probetas Charpy y de Tracción originales constituidas por el material de la zona afectada por el calor. En la posición de 10° todavía permanece la cápsula 3 original.

En C.N. Cofrentes, las muestras se prepararon a partir de las chapas y de una soldadura típica realmente usadas en la región de circunvalación representando así, por tanto, al material base, al material de soldadura y al material de la zona afectada térmicamente por la soldadura. La placa y la soldadura se trataron térmicamente de manera que simulasen el tratamiento térmico real realizado sobre las chapas de la envuelta de la región del núcleo de la vasija acabada.

Se dispusieron tres cápsulas de acuerdo con los requisitos del Ap. H del 10CFR50 puesto que la temperatura de referencia, prevista para el final de la vida del acero de la vasija del reactor, es inferior a 55,55° C (100°F). Las cápsulas de las probetas de inspección están situadas en tres azimuts (3°, 177° y 183°) a una altura común en la región de circunvalación del núcleo.

La carga de cada cápsula está formada por 36 probetas para ensayo Charpy con entalla en V (12 probetas de metal base, 12 de metal de soldadura y 12 de material de la zona afectada térmicamente) y 4 hilos dosimétricos (2 de Cu y 2 de Fe). Junto con las probetas de los ensayos de inspección se suministró un conjunto de probetas de referencia fuera del reactor para ensayo Charpy-V, así como material de archivo.

El programa de extracción y los ensayos de resistencia a la fractura de las

probetas de las cápsulas irradiadas fueron de acuerdo con los requisitos del Ap. H del 10 CFR 50.

Cápsula 1 (3°): 10 años (un cuarto de la vida de funcionamiento)

Cápsula 2 (177°): 30 años (tres cuartos de la vida de funcionamiento)

Cápsula 3 (183°): (de reserva).

Durante la 6ª Recarga de C.N. Cofrentes (Octubre 1991) se extrajo una de las tres cápsulas de la vasija (3°). Las probetas se utilizaron para calcular la magnitud del flujo neutrónico máximo de la vasija. Se realizaron ensayos Charpy-V para establecer las propiedades de los materiales irradiados. Los efectos de la irradiación fueron proyectados, basados en la RG 1.99, rev. 2, para condiciones de 32 EFPY (años efectivos a plena potencia) de operación. Estas condiciones son menos severas que los límites en 10CFR50 Ap. G. La curva P-T se modificó para cumplir con la RG 1.99, rev. 2. En este cálculo se tuvo en cuenta la comparación del material (CTRM) obtenida de los certificados de materiales de las distintas coladas (chapas y material de aportación) utilizadas en la vasija, pero se dio crédito a los resultados obtenidos en los ensayos Charpy de las probetas de la cápsula, ya que para ello sería preciso extraer la segunda cápsula, operación prevista para la Recarga 14ª (Octubre 2003).

Los datos obtenidos por ensayos Charpy de muestras irradiadas de la chapa y de la soldadura después de 6 ciclos de operación se compararon con datos no irradiados para determinar la variación en las curvas Charpy debido a la irradiación. Los resultados mostraron una variación dentro de los límites

(Pasa a la página 21)