

DESARROLLOS EN I+D

PROGRAMAS DE INVESTIGACIÓN SOBRE FRAGILIZACIÓN POR IRRADIACIÓN DE LOS ACEROS DE VASIJA

D. GÓMEZ BRICEÑO - J. LAPEÑA - M. SERRANO - F. PEROSANZ

La fragilización por irradiación de los aceros de vasija es un mecanismo de degradación dependiente del tiempo que puede llegar a condicionar la operación y la vida útil de las plantas en operación. La evaluación del efecto de la radiación neutrónica sobre las características mecánicas de las vasijas de presión ha sido objeto de diversos programas de investigación a lo largo de los últimos años. Sin embargo, en la actualidad, existe un creciente interés en el desarrollo de nuevas metodologías para optimizar la información procedente de los programas de vigilancia de las vasijas de los reactores y el entendimiento de los mecanismos que justifiquen los procesos de daño por irradiación. Este artículo pretende ofrecer una visión general de los programas internacionales de investigación y de las actividades de I+D llevadas a cabo por el Proyecto de Materiales Estructurales del CIEMAT sobre la fragilización por irradiación de los aceros de vasija.

INTRODUCCIÓN

La fragilización por irradiación de los aceros ferríticos es el principal mecanismo de envejecimiento que afecta a las vasijas de presión de los reactores nucleares de agua ligera. Es un mecanismo de degradación dependiente del tiempo que puede llegar a condicionar la operación y la vida útil de las plantas en operación. La evaluación del efecto de la radiación neutrónica sobre las características mecánicas de las vasijas a presión de los reactores, y en menor medida, el entendimiento de los mecanismos del daño por irradiación ha recibido una gran atención durante muchos años por parte de organismos internacionales, centros de investigación, organismos reguladores y empresas eléctricas. Esta atención ha desembocado en diversos programas de investigación en los que el sector nuclear español participa. Este artículo ofrece una visión general del objetivo, alcance y desarrollo de estos programas de investigación así como de las actividades de investigación y desarrollo llevadas a cabo por el Proyecto de Materiales Estructurales del CIEMAT sobre la fragilización por irradiación de los aceros de vasija.

PROGRAMAS DE INVESTIGACIÓN INTERNACIONALES

Programas de investigación promovidos por el OIEA

Desde los años 60, la División de Energía Nuclear del OIEA ha impulsado y coordinado la realización de diversos programas de investigación para el estudio del efecto de la irradiación neutrónica sobre los aceros de las vasijas de los reactores nucleares, como parte de las actividades del ahora denominado International Working Group on Nuclear Power Plant Life Management (IWG-LMNPP). Bajo el nombre de Co-ordinated Research Programmes (CRP) se han llevado a cabo los siguientes programas, que son los antecedentes del CRP IV "ASSURING STRUCTURAL INTEGRITY OF REACTOR PRESSURE VESSELS", actualmente en fase de finalización:

CRP I "IRRADIATION EMBRITTLEMENT OF REACTOR PRESSURE VESSEL STEELS" cuyo objetivo fue validar las metodologías de análisis de la época mediante la caracterización exhaustiva de un acero de vasija (HSST

03 plate). En este programa, que se llevó a cabo entre 1971 y 1976, participaron ocho países, Alemania, Dinamarca, Checoslovaquia, Francia, Inglaterra, Suecia, EE.UU. y Japón. Como resultado de esta colaboración se determinó la gráfica ΔT_{41J} frente a la fluencia neutrónica.

CRP II "ANALYSIS OF BEHAVIOUR OF ADVANCED REACTOR PRESSURE VESSEL STEELS UNDER NEUTRON IRRADIATION" Este programa, que se llevó a cabo entre 1977 y 1983, pretendía comprobar que el conocimiento disponible en esta época sobre daño por irradiación permitía garantizar que las técnicas de fabricación y soldadura de los aceros de vasija altamente resistentes a la fragilización eran las adecuadas. Para lograr este objetivo se realizaron ensayos Charpy, ensayos de tracción y de tenacidad de fractura de siete aceros de vasija mejorados para determinar la relación entre ΔT_{41J} y la fluencia neutrónica, (1)

CRP III, "OPTIMIZING OF REACTOR PRESSURE VESSEL SURVEILLANCE PROGRAMMES AND THEIR ANALYSIS". Desde 1984 a 1993, quince países trabajaron con el objetivo de

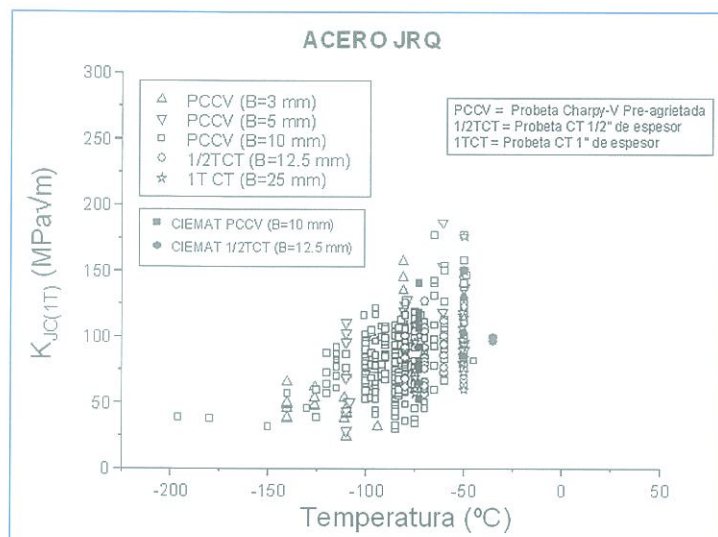


Figura 1.- Resultados de los ensayos de tenacidad de fractura del OIEA CRP IV: Datos de los participantes disponibles en Octubre 1999 (Zona de transición).

optimizar la obtención de datos de tenacidad de fractura de aceros de vasija, correlacionar diferentes propiedades mecánicas y establecer técnicas de mitigación de la fragilización por irradiación. La participación española en este programa, financiada con fondos PIE, aúna la colaboración de distintas instituciones y esta recogida en un documento titulado "Comportamiento frente a la irradiación neutrónica de los materiales de vasija de los reactores de agua ligera", (2).

Además de la participación en los programas internacionales de investigación que ya se ha mencionado, el CIEMAT desarrolla programas internos de investigación sobre distintos aspectos relacionados con el efecto de la fragilización por irradiación en los aceros de vasija. Entre estas actividades queremos destacar las siguientes: El programa actualmente en marcha, CRP IV, "ASSURING STRUCTURAL INTEGRITY OF REACTOR PRESSURE VESSELS", tiene dos objetivos principales:

- Facilitar el intercambio internacional de información y suministrar una guía práctica con recomendaciones sobre el seguimiento del comportamiento del material de vasija.
- Desarrollar un procedimiento de ensayo de flexión en tres puntos para la obtención de la tenacidad de fractura, utilizando probetas de pequeño tamaño (tipo Charpy) aplicable a los programas de vigilancia de las vasijas de presión de los reactores nucleares en operación.

La metodología utilizada hace uso del concepto de la "Master Curve" para describir la fractura de los aceros fe-

rríticos en el rango de la transición dúctil-frágil, basado en la observación de que la iniciación de las fracturas por clivaje es un proceso estadístico, que puede modelizarse utilizando una distribución de Weibull. Por otra parte, la curva de tenacidad de fractura de los aceros ferríticos en la zona de transición como función de la temperatura presenta una forma característica, lo que indica que puede ser descrita por una serie de curvas que difieren solo en su posición en una escala de temperaturas. De acuerdo con esto, la curva de tenacidad de fractura se determina por un parámetro único, T_0 , que define la posición de la Master Curve en la escala de temperatura. T_0 se define como la temperatura a la cual la tenacidad de fractura media, para una probeta 1T (1" de espesor) es igual a 100 MPa√m (3). El procedimiento para la determinación del parámetro T_0 se recoge en la norma ASTM E 1921-97 "Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range".

Para lograr los objetivos propuestos, 24 laboratorios de 17 países bajo la coordinación del OIEA, se comprometieron a trabajar con un material común, el acero de vasija JRQ que ya había sido bien caracterizado en el CRP III, y con otros materiales que aportaban los participantes. En la Figura 1 se presentan los valores de $K_{IC(1T)}$ en función de la temperatura obtenidos por todos los participantes. La mayoría de los laboratorios están ensayando también material irradiado y los resultados estarán disponibles en breve. Los resultados obtenidos en este CRP indican que, a pesar de que la determinación de T_0 está recogida en una norma ASTM como se ha indicado, los valores de la tenacidad de fractura obtenidos siguiendo la metodología de la "Master Curve" son sensibles al tamaño de las probetas y al tipo de ensayo, y que algunos de los requisitos de la norma ASTM E 1921 respecto a la censura de datos y tratamientos de "outliers" son demasiado restrictivos. Por otro lado, la banda de confianza del 5% parece comparable a

la curva K_{IC} de referencia de ASME. Esta metodología ha sido aplicada para la evaluación de la temperatura de referencia de una vasija en una planta en EE.UU., y su incorporación al código ASME está actualmente en discusión, (4). Como paso intermedio se ha propuesto la utilización de la misma curva de tenacidad de fractura del código ASME, que se venía aplicando hasta ahora, pero desplazada una cantidad relacionada con T_0 .

El trabajo desarrollado por el CIEMAT para este programa internacional conforma el Proyecto "Aseguramiento de la Integridad Estructural de la Vasija de Presión de los Reactores tipo BWR y PWR", integrado dentro de los proyectos del Programa Coordinado de Investigación CSN- UNESA. El alcance de este proyecto incluye la determinación y validación de la "Master Curve" del acero JRQ y de otro acero bien caracterizado denominado MVE, mediante ensayos de probetas tipo CT y Charpy, y el ensayo de probetas irradiadas del JRQ. En la Figura 2 se presentan los resultados de los ensayos de tenacidad de fractura junto a la "Master Curve" de los dos materiales ensayados en el CIEMAT.

Como ya se ha mencionado este programa está en fase de finalización y, teniendo en cuenta los resultados obtenidos, se está perfilando su continuación que, bajo el título de "Aplicación de los Resultados de los Programas de Vigilancia a la Evaluación de la Integridad de la Vasija de Presión de los Reactores", tiene como objetivo cuantificar los resultados de la tenacidad de fractura de los programas de vigilancia y evaluar las guías para su aplicación a la evaluación de la integridad de la vasija de los reactores.

Esta Base de Datos incluye la Base de Datos de las Vigilancias de los Materiales de las Vasijas de los Reactores de Estados Unidos desarrollada conjuntamente por el EPRI y la NRC, que fue utilizada para desarrollar correlaciones para predecir la fragilización de los aceros teniendo en cuenta el contenido en cobre y níquel, y la fluencia neutrónica. Estas correlaciones fueron la base de la Revisión 2 de la Regulatory Guide 1.99 de la USNRC, utilizada en España para evaluar el efecto de la fragilización neutrónica en los aceros de vasija.

El establecimiento de una Base de Datos Internacional sobre fragilización de aceros de vasija permitirá mejorar la predicción de los efectos de la irradiación y las técnicas de mitigación de la fragilización, y suministrar las bases para la redacción de Guías de uso internacional. La primera versión en

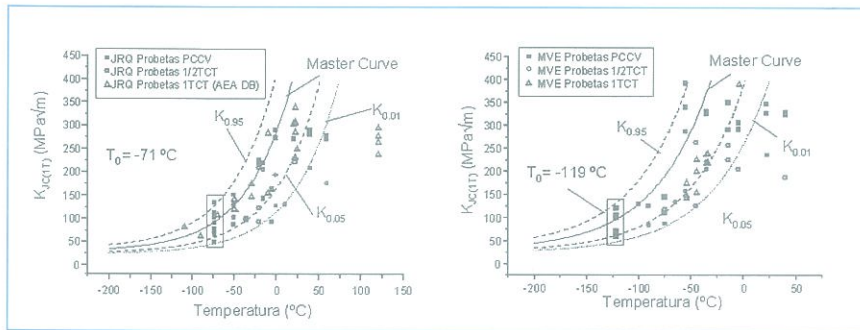


Figura 2.- Resultados de ensayos de tenacidad de fractura del CIEMAT: OIEA CRP IV

software de esta Base de Datos Internacional se completó en 1996 y se distribuyó a los participantes. que son EE.UU. (NRC), Francia (CEA), Hungría (AEKI), Inglaterra (BNFL, Magnox), Rusia (KI), Ucrania (SCTC) y España (CIEMAT). La aportación española a la base de datos consiste en los datos de las vigilancias de las plantas tipo PWR gestionados por TECNATOM bajo contrato con UNESA, y los resultados del trabajo experimental realizado en el CIEMAT en el marco del CRP III y IV.

Actividades promovidas por la Red Europea AMES

La red europea AMES fue creada, en 1993, para facilitar y potenciar el contacto entre las organizaciones europeas con capacidad para investigar y evaluar el comportamiento de los aceros de vasija, prestando especial atención a la interacción con organizaciones pertenecientes a la antigua Unión Soviética, (5), como una actividad complementaria a la que vienen desarrollando el grupo de trabajo del OIEA

sobre Gestión de Vida de las Plantas Nucleares y el Principal Working Group 3 de la OCDE Nuclear Energy Agency (NEA). El Instituto para Materiales Avanzados del JRC asume la coordinación de esta red europea, cuyos principales objetivos son:

- Apoyar a los diseñadores, operadores, reguladores e investigadores proporcionando información y entendimiento sobre los efectos de la irradiación neutrónica en los materiales de los reactores.
- Establecer y ejecutar proyectos AMES en áreas relacionadas con el envejecimiento de los materiales y actuar como un grupo europeo de referencia.
- Participar en programas en colaboración con los Nuevos Estados Independientes y con los países de la Europa del Este, y favorecer la integración de los programas nacionales, la validación de técnicas y la definición de Normas Europeas así como la validación y el establecimiento de límites seguros para las medidas de mitigación.

La actividad de la red AMES se recoge en trece informes AMES que pueden ser obtenidos a través de Internet (6). Propiciados por la red AMES se han llevado a cabo distintos programas de investigación dentro del 4º Programa Marco de Investigación de la UE, y se ha preparado una serie de propuestas de proyecto para ser presentadas al 5º Programa Marco, lo que sin duda potenciara la colaboración entre laboratorios y otras organizaciones y hará posible avan-

zar en el conocimiento de la problemática que afecta a los aceros de vasija. El CIEMAT, TECNATOM y Empresarios Agrupados conforman la participación española en la red AMES.

Proyecto VENUS

El Comité para la Ciencia Nuclear de la OECD/NEA, en 1995, organizó un Grupo de Trabajo Específico sobre Cálculo de Dosis por Radiación y Modelización de la Degradación por Radiación Nuclear de los Componentes de los Reactores en respuesta a una petición del Comité de Seguridad de las Instalaciones Nucleares de la NEA, (7). Los objetivos de este grupo de trabajo fueron:

- Evaluar la precisión de los métodos de cálculo utilizados en los países miembros de la NEA para predecir la dosis de radiación en tiempos largos, en la vasija de presión de los reactores y en sus componentes internos.
- Identificar los aspectos para mejorar y validar el funcionamiento de los métodos mejorados para los cálculos de fluencia.
- Iniciar un estudio sobre la modelización del daño inducido por irradiación en los metales.

Al amparo de esta iniciativa, se inició en julio de 1997 el ejercicio VENUS-3 sobre Cálculo de la dosimetría fuera del núcleo en tres dimensiones, que supone la continuación del trabajo realizado en el VENUS 1 que solo consideraba dos dimensiones. En particular, el ejercicio VENUS pretende determinar el espectro de neutrones típicos de un PWR y las tasas de reacciones dosimétricas en una configuración realística del núcleo cerca de la región del combustible y en la zona del barrilete y de la barrera térmica, (8).

La participación española en este ejercicio se ha llevado a cabo de acuerdo con el convenio firmado a finales de 1997 entre el CSN, UNESA, CIEMAT, DENIM y TECNATOM. Las actividades correspondientes a los dos primeros objetivos citados previamente han sido llevadas a cabo en su totalidad por el DENIM que, además, ha transferido la metodología utilizada con el CIEMAT. Las principales conclusiones del trabajo realizado son las siguientes: Se dispone de la metodología para llevar a cabo la simulación geométrica necesaria para efectuar cálculos de transporte neutrónico de cualquier reactor de agua ligera actual; se ha optimizado la capacidad de cálculo del código de

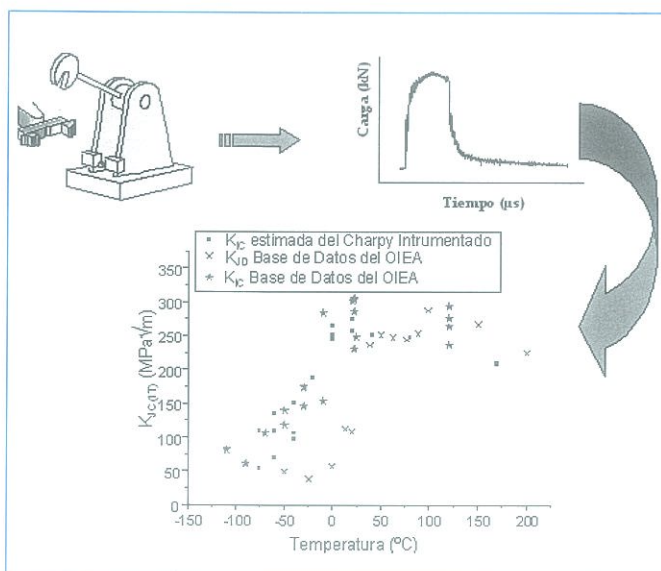


Figura 3.- Tenacidad de Fractura estimada mediante el ensayo Charpy Instrumentado: Material JRQ

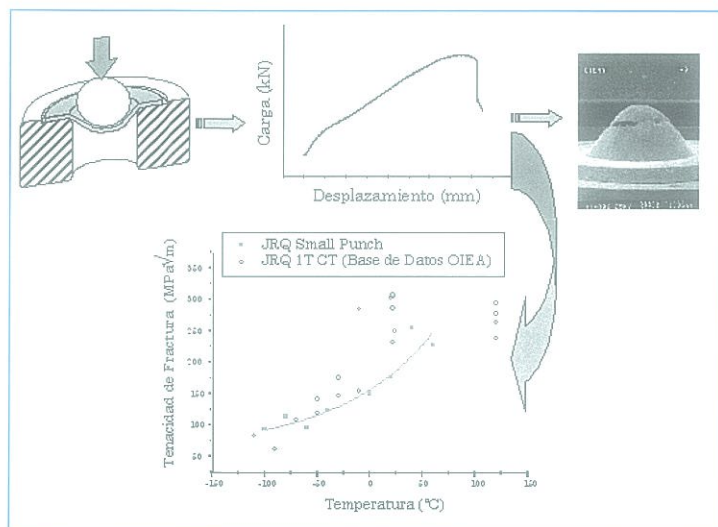


Figura 4.- Tenacidad de Fractura estimada mediante el ensayo de small punch: Material JRQ

transporte MCNP4B haciendo uso de las técnicas de reducción de varianza y se ha validado la metodología anterior para bajas, medias y altas energías, (9).

Por otro lado, las actividades correspondientes al estudio del daño por irradiación están siendo motivo de un trabajo conjunto del DENIM y CIEMAT, que se encargan del cálculo computacional y de la comprobación experimental respectivamente. Haciendo uso de criterios de dinámica molecular y cinética de Montecarlo es posible modelizar las primeras etapas del daño por irradiación, que son el origen de la evolución de la microestructura de los materiales y por tanto de la modificación de sus propiedades mecánicas. Para contrastar los resultados de estas modelizaciones, se ha diseñado un experimento consistente en irradiar monocristales de hierro alfa con iones hierro de 150 KeV y en tratar de analizar el daño producido por microscopía de transmisión y aniquilación de positrones. De modo complementario se aplicarán también técnicas de detección de daño basadas en ruido Barkhausen. Además, en un intento de establecer alguna relación entre el daño producido y la alteración de las propiedades mecánicas se determinará la tenacidad a la fractura del material, antes y después de irradiado, mediante ensayos de "small punch", (10).

Actividades del proyecto HALDEN

El programa del proyecto Halden previsto para el periodo 2000-2002 contempla por vez primera la realización de algunas actividades relacionadas con el efecto de la fragilización en los aceros de vasija. El proyecto Halden en cooperación con VTT y Fortum Finland participará en el pro-

yecto del OIEA "Round-Robin Exercise on WWER-440 RPV Weld Metal Irradiation, Embrittlement, Annealing and Re-embrittlement". El objetivo de esta colaboración es verificar la fiabilidad de los datos usados en la evaluación de la integridad de las vasijas a presión de los reactores en cuanto a la eficacia del recocido y los mode-

ACTIVIDADES DE I+D DEL CIEMAT EN ACEROS DE VASIJAS

Desarrollo de una metodología para la obtención directa de la tenacidad de fractura utilizando el Charpy instrumentado.

La determinación de la tenacidad de fractura de las vasijas a presión de los reactores nucleares en operación se lleva a cabo, de modo indirecto, mediante el análisis de las cápsulas de vigilancia de acuerdo con la normativa propuesta en el código ASME, que consiste en cuantificar el desplazamiento que la irradiación neutrónica provoca en la curva de impacto energía-temperatura del material irradiado con respecto a la del material original a un nivel de energía de 41 J. La curva de tenacidad de fractura en función de la temperatura calculada para material irradiado es la resultante de aplicar el mismo desplazamiento de temperaturas obtenido para las curvas Charpy. Este procedimiento indirecto de cálculo lleva asociado una serie de incertidumbres. De un lado se asume que la irradiación no modifica el hábito de la curva y de otro que la curva de tenacidad de fractura sufre el mismo desplazamiento que la curva Charpy.

El objetivo de la metodología desarrollada en nuestro laboratorio, con resultados prometedores, es eliminar estas incertidumbres calculando directamente la tenacidad de fractura del material a partir del registro obtenido en un péndulo instrumentado durante el ensayo de las probetas Charpy

existentes en las cápsulas de vigilancia. En el transcurso de un ensayo de impacto en la probeta ocurren una serie de fenómenos: nucleación de una grieta a partir de una entalla, crecimiento estable de la fisura generada, crecimiento brusco con rotura final, detención en su caso de esta grieta y rotura final de la probeta. Todos estos fenómenos están reflejados en el registro fuerza-tiempo o fuerza-desplazamiento de un ensayo Charpy instrumentado. Identificando en este registro cuando comienza el crecimiento de la grieta es posible calcular la tenacidad de fractura, lo que sumado a que la curva Charpy cubre un extenso rango de temperaturas posibilita determinar directamente la curva tenacidad de fractura-temperatura, sin necesidad de realizar ensayos adicionales.

El software desarrollado para el análisis de los resultados permite localizar los puntos críticos indicados en el párrafo anterior a partir de criterios de flexibilidad y de vibración. Se ha comprobado que los valores así obtenidos concuerdan con los proporcionados por los ensayos tradicionales cuasi-estáticos. En la Figura 3 se han representado datos de tenacidad de fractura obtenidos por la metodología de análisis desarrollada en el CIEMAT (11) y datos obtenidos mediante ensayos estáticos para un acero de vasija, A 533 tipo B grado 1.

Caracterización mecánica de los aceros de vasija mediante la técnica de "small punch".

En los últimos años se ha incrementado la necesidad de poder caracterizar mecánicamente los materiales irradiados utilizando muestras tan pequeñas como sea posible debido, por un lado a la escasez y al coste del material irradiado y, por otro a la alta activación que presentan los materiales con fluencia acumulada elevada, lo que conlleva grandes dificultades en su manipulación. Entre las distintas posibilidades disponibles, uso de probetas Charpy miniatura, probetas de tracción miniatura u otras, en nuestro laboratorio estamos trabajando en el desarrollo de la utilización de probetas semejantes a las de microscopía de transmisión (discos de 3mm de diámetro y unos ciento de micras de espesor) para la caracterización mecánica de los aceros de vasija y de otros materiales, y en especial para la determinación de la tenacidad de fractura. El ensayo de "small punch" se basa en punzonar un pequeño disco obteniendo un registro de carga-desplazamiento, en el que se pueden distinguir cuatro regímenes de

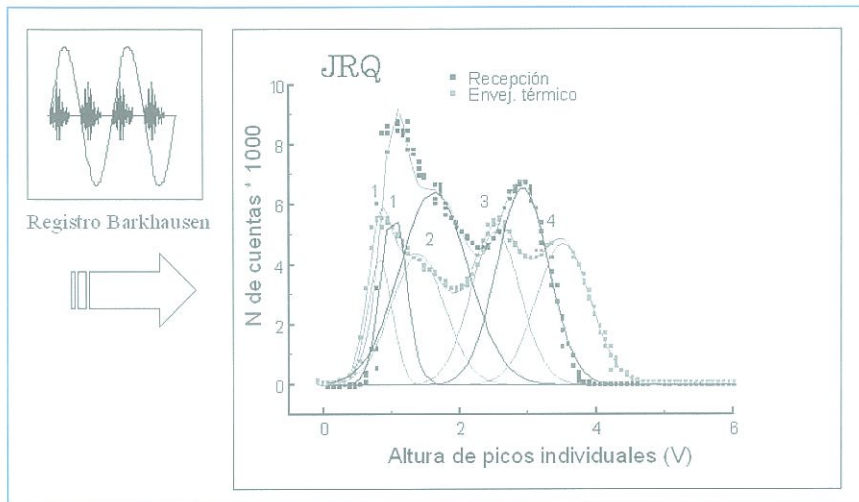


Figura 5: Análisis del espectro Barkhausen: Material JRQ

deformación: flexión elástica, flexión plástica, rigidez de membrana, e inestabilidad plástica.

En la Figura 4 se muestra la estimación de la tenacidad de fractura mediante small punch, siguiendo la metodología propia del CIEMAT (12).

Desarrollo de técnicas no destructivas aplicables a la caracterización del envejecimiento de aceros ferríticos

Las propiedades ferromagnéticas de los aceros ferríticos dependen fuertemente de su microestructura, siendo posible utilizar alguna de ellas, como el ruido Barkhausen, para evaluar modificaciones microestructurales de los aceros de vasija debidas a envejecimiento. En esta línea, el CIEMAT ha participado en una acción concertada promovida por la red AMES cuyo objetivo es demostrar la aplicabilidad de nuevas técnicas de análisis no destructivo para la caracterización de la degradación microestructural de los materiales. Dentro de esta acción concertada se ha analizado el comportamiento de un acero de vasija en dos condiciones: en estado de recepción y sometido a un tratamiento de envejecimiento térmico para producir un marcado cambio microestructural. Algunos de los resultados obtenidos por el CIEMAT(13) se presentan en la Figura 5. A la vista de los resultados, la técnica desarrollada parece suficientemente sensible al cambio microestructural producido, aunque todavía queda mucho trabajo por realizar para la validación completa de la técnica. A este respecto, y como continuación de la acción concertada, se ha presentado un proyecto más extenso, proyecto GRETE, al 5º Programa Marco de la Unión Europea.

CONCLUSIONES

Aunque durante los últimos años se ha realizado internacionalmente un gran esfuerzo en el entendimiento de la fragilización por irradiación de los aceros de vasija y su caracterización mecánica, todavía existen algunos puntos abiertos de discusión como son:

- Mejora de las técnicas de evaluación de las cápsulas de vigilancia.
- Desarrollo y validación de ensayos con probetas no estandarizadas, es decir probetas miniatura.
- Desarrollo de nuevas técnicas no destructivas capaces de evaluar el daño por irradiación.
- Modelización del daño por irradiación para alcanzar el entendimiento básico del proceso.

REFERENCIAS

- 1.- "Analysis of the Behaviour of Advanced Reactor Pressure Vessel Steels Under Neutron Irradiation" IAEA Technical Reports Series No. 265, 1986.
- 2.- "Comportamiento frente a la irradiación neutrónica de los materiales de vasija de los reactores de agua ligera". ISBN 84-7834-186-2. Editorial CIEMAT. 1993.
- 3.- "Application of Master Curve Fracture Toughness Methodology for Ferritic Steels" EPRI Report TR- 108390, 1998.
- 4.- S.T. Rosinki y W.L. Server. "Application of the Master Curve in the ASME Code". IAEA Specialist Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation, Madrid, Spain, April 1999.
- 5.- F. Sevini y otros, "The European Network on Ageing Materials Evaluation and Studies-AMES. IAEA Specialist's Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation. Madrid, Spain, April 1999.

6.- F. Sevini y otros "The AMES Network-Background and Development of the European Strategy on Material Ageing". PLIM+PLEX Conference 1999, Madrid, Spain.

7.- "Computing Radiation Dose to Reactor Pressure Vessel and Internals". State-of-the-Art Report. NEA/NSC/DOC (96)5,

8.- VENU: Three-Dimensional Benchmark on Ex-Core Dosimetry Computations" NEA/NSC/DOC (97)12.

9.- J.M. Perlado y otros, Proyecto VENUS, Jornada sobre Investigación CSN, Diciembre 1998, Madrid.

10.- G. De Diego y otros, PROYECTO VENUS. Diseño del experimento para la evaluación del daño por irradiación en hierro-alfa. Informe CIEMAT, DFN/ME-19/IE-99.

11.- F.J. Perosanz, M. Serrano, J. Lapeña. "Direct Measurement of Reactor Pressure Vessel Steels Fracture Toughness: Master Curve Concept and Instrumented Charpy-V Test". IAEA Specialist's Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation. 26-29 April 1999, Madrid, Spain.

12.- F.J. Perosanz, M. Serrano y J. Lapeña, "Measurement of Mechanical Properties of Steels Using Small Punch Test Technique". IAEA Specialist's Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation. 26-29 April 1999, Madrid, Spain.

13.- F.J. Perosanz y otros. "Ageing Assessment using Barkhausen Noise and Magneto-Acoustic Emission". International Workshop on Nuclear Fission Safety: Ageing Materials Evaluation and Studies by Non-destructive Techniques. September 22-24, 1999 Salzburg, Austria.



Los autores del artículo desarrollan su labor investigadora en el Proyecto de Materiales Estructurales para Plantas Energéticas del Departamento de Física Nuclear del CIEMAT. El equipo de trabajo posee una larga experiencia en el estudio del comportamiento de los materiales estructurales de las plantas nucleares, especialmente en el estudio de los efectos de la irradiación sobre los materiales y en los procesos de corrosión bajo tensión en condiciones de operación. Los autores participan activamente en proyectos internacionales de investigación sobre aceros de vasija y pertenecen a distintos grupos europeos dedicados al estudio del envejecimiento de materiales y a la gestión de vida de las plantas en operación.