

ACTIVIDADES DE DTN EN EL CAMPO DE I+D EN MATERIALES

H. TAJAHUERCE

El conocimiento de los fenómenos degradatorios que afectan a los materiales de componentes de los sistemas de generación nuclear es, en la actualidad, un objetivo básico de la industria nuclear. También lo es conocer los métodos necesarios para reducir la incidencia de estas degradaciones. Este conocimiento se hace más crítico debido a su relación con tres aspectos de la gestión de una planta:

(1) La extensión de vida de las centrales, (2) la reducción de costes de mantenimiento y (3) la optimización de la fiabilidad. No podemos olvidar que el parque nuclear español está entrando (en algunos casos ha entrado) en una etapa de su vida en la que estos aspectos adquieren una actualidad y trascendencia que no puede ser obviada.

Uno de los objetivos principales de DTN, y más concretamente de su Área de I+D, es satisfacer necesidades tecnológicas de interés para las centrales y cuya resolución conjunta es ventajosa frente a su realización individualizada. Los desarrollos dentro del campo de los materiales se enmarcan plenamente dentro de este objetivo al poseer las siguientes características:

- Son, en general, muy costosos y requieren largos periodos de tiempo para obtener resultados.
- Se necesita la utilización de instalaciones, equipos y técnicas complejas que solamente están disponibles en centros especializados.
- Las soluciones deben de servir al mayor número de centrales posibles y atender a grandes poblaciones de componentes con sus específicas condiciones, valorando sus posibles efectos y resultados.

En el presente artículo se pretende dar un repaso a algunas de las iniciativas y proyectos relacionados con el estudio e innovación en el área de los materiales en los que está involucrada DTN.

Proyecto Internacional Halden

DTN, en representación del sector eléctrico, junto con CIEMAT, CSN, ENUSA y TECNATOM forman el Convenio Nacional Halden (CNH), a través del cual la industria nuclear española está asociada al Proyecto Internacional Halden (HRP). HRP (Fig. 1) es una iniciativa de in-

vestigación cooperativa entre aproximadamente 150 organizaciones de una veintena de países que promueven y financian programas de duración trienal. La participación de todos los socios en la programación de los trabajos asegura la realización de proyectos de interés para la industria nuclear mundial. Todas las tecnologías, datos y productos desarrollados están a disposición de los participantes a través de publicaciones, reuniones y conferencias periódicas.

HRP está estructurado según tres temas principales:

- Sistemas de vigilancia computerizada, factores humanos e interfase hombre-máquina.
- Combustible nuclear bajo operación normal y transitorios.
- Comportamiento de materiales en sus aspectos mecánico y de corrosión (v.g. la química del agua y la radiación).

Dentro del tercer tema y como parte de sus actividades, HRP dedica parte de sus recursos al estudio de la degradación y envejecimiento de los componentes estructurales internos de la Vasija del Reactor como soporte para la evaluación de la vida útil de las plantas. Los experimentos que lleva a cabo HRP coinciden plenamente con el objetivo de la industria nuclear planteado en el inicio de este escrito; Conocimiento más preciso de los mecanismos de daño, datos experimentales de calidad para permitir evaluaciones de capacidades estructurales, comportamiento de nuevos materiales y desarrollo y validación de métodos y téc-

nicas de mitigación viables. Uno de los procesos estudiados con mayor interés es la corrosión bajo tensión asistida por irradiación (IASCC), fenómeno de agrietamiento que pueden sufrir los materiales expuestos a radiación neutrónica, por efecto simultáneo del ambiente y del estado tensional al que están sometidos.

En el marco del acuerdo de colaboración suscrito por el CNH y el HRP, como contribución en especie del CNH y complemento a los ensayos llevados a cabo en el reactor experimental Halden, el Proyecto de Materiales Estructurales del CIEMAT está realizando experimentos para determinar el umbral de iniciación de la fisuración referido a la fluencia neutrónica, utilizando material sin irradiar y con dos niveles diferentes de irradiación de aceros inoxidables (AISI-304 solubilizado y AISI-304 sensibilizado). El material ha sido irradiado en el Reactor del HRP.

Para llevar a cabo los ensayos, los aceros inoxidables austeníticos, previamente irradiados en el reactor Halden, son sometidos a ensayos CERT (ensayo de tracción sobre probetas reducidas con velocidad de deformación constante) en la instalación disponible en el CIEMAT, adecuada para manejar material irradiado. La instalación dispone de dos circuitos que alimentan dos autoclaves situadas dentro de una celda blindada. Por sus características de diseño, es posible simular en cada circuito condiciones de reactores tanto PWR como BWR con sus respectivos aditivos químicos. Esta instalación, figura 2, es única en España y una de las pocas de

Europa. Las autoclaves se encuentran instrumentadas y con los dispositivos de aplicación de carga idóneos para llevar a cabo los ensayos oportunos.

Al concluir estos ensayos, se tendrá un mejor conocimiento de cómo la fluencia neutrónica participa en la susceptibilidad de los aceros inoxidables austeníticos a corrosión bajo tensión asistida por irradiación, estableciendo un posible umbral de fluencia por debajo del cual el material no es susceptible en ausencia de otros agentes, y finalmente se conocerá algo mejor la efectividad de la inyección de hidrógeno para mitigar la susceptibilidad frente a Corrosión Bajo Tensión Asistida por Irradiación.

Otro proyecto que cabe destacar dentro de los trabajos de Halden es el que propone determinar, por vía experimental, la velocidad de crecimiento de fisuras por corrosión-tensión cuando son sometidas a distintos estados tensionales y condiciones químicas, simulando distintas opciones en los reactores de agua en ebullición (Normal y con inyección de Hidrógeno en agua de Alimentación).

Se utilizan probetas miniaturas de mecánica de fractura tipo CT, ingeniosamente instrumentadas para transmitir de forma instantánea datos del nivel de tensión y la profundidad de fisura, en distintos materiales altamente irradiados ($nvt > 10^{21}$ n/cm²).

Estas probetas son instaladas en el Reactor y sometidas a distintas condiciones químicas controlables por circuitos dedicados, con instrumentación adicional para transmitir el flujo neutrónico, los potenciales electroquímicos de corrosión (por medio de distintos tipos de electrodos) o la temperatura.

Con toda esta información capturada de forma instantánea y con la capacidad de alterar a voluntad distintas variables (tensión, química) será posible construir correlaciones con base experimental muy fiable, que permitan anticipar el comportamiento de materiales muy irradiados y determinar sus márgenes estruc-

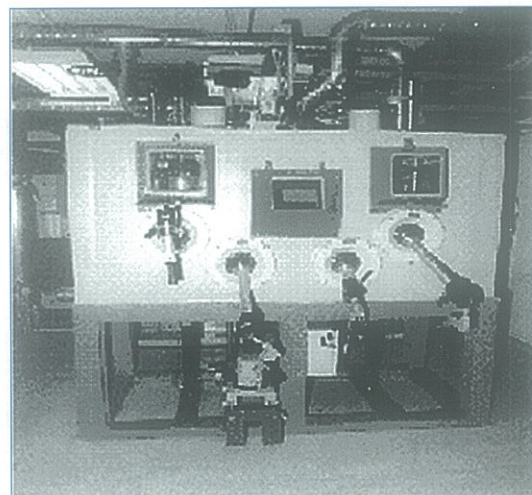
turales en caso de aparición de defectos, permitiendo acciones sobre los mismos de forma ordenada y sin improvisaciones, evitando en lo posible paradas no programadas.

Proyecto demostración de elementos combustibles con vainas de material ZIRLO

El objetivo de mejorar la economía del ciclo de combustible, da lugar a que las centrales nucleares pretendan incrementar el quemado de descarga del combustible. Esta pretensión implica el aumento de los requerimientos a la barra de combustible y en particular los referidos a la corrosión.

Para mantener la fiabilidad del combustible, la industria ha buscado materiales alternativos al Zircaloy-4. Con el fin de comprobar el correcto comportamiento de estos materiales, en 1990 se decidió acometer un programa de irradiación de combustible en España, en el que se probasen las ventajas de las nuevas aleaciones y que proporcionara al sector nuclear español una base de datos experimental propia sobre la que fundamentar la utilización futura de estos materiales alternativos. De entre las distintas composiciones probadas, las aleaciones cuaternarias Zr-Nb-Sn-Fe se mostraron como las más prometedoras. Se seleccionó la nueva aleación, desarrollada por Westinghouse, conocida como ZIRLO™. Esta aleación se ha diseñado de manera que a la bien conocida resistencia a la corrosión de las aleaciones de Zr-Nb, vaya unida una microestructura óptima del material de cara a su comportamiento en el reactor, especialmente a altos quemados. Esta microestructura se obtiene mediante un tratamiento termomecánico dirigido a lograr la precipitación completa del Nb formando pequeñas partículas uniformemente distribuidas (Ref. 1).

Por entonces, el ZIRLO ya había sido investigado por Westinghouse y estaba siendo irradiado con carácter de demostración en otro reactor comercial en EE.UU. Entre los programas experimentales realizados por Westinghouse cabe destacar el llevado a cabo en el reactor experimental BR-3 y posteriormente el iniciado en el reactor comercial de North Anna en 1989 (Ref. 2). Con estos antecedentes, en 1990 se inició el desarrollo del proyecto de demostración de elementos combustibles con vainas de material ZIRLO con la colaboración de C.N. Almaraz, ENUSA e Iberdrola, y al que más tarde se incorporaría DTN, con el triple objetivo de: (1) Estudiar el comportamiento del



F II - Instalación del CIEMAT de Corrosión Bajo Tensión para material irradiado

ZIRLO a altos quemados, (2) estudiar el comportamiento ante la corrosión del ZIRLO frente al Zircaloy-4 y (3) definir criterios para la sustitución del material de las vainas combustibles.

Se diseñaron cuatro elementos combustibles de demostración con 36 barras de material ZIRLO, de las que 28 se colocaron en la periferia y 8 en el interior. Los elementos se concibieron de forma que la barras de ZIRLO estuvieran en aquellas posiciones que se consideraba que presentaban condiciones específicas respecto del comportamiento del material (figura 3).

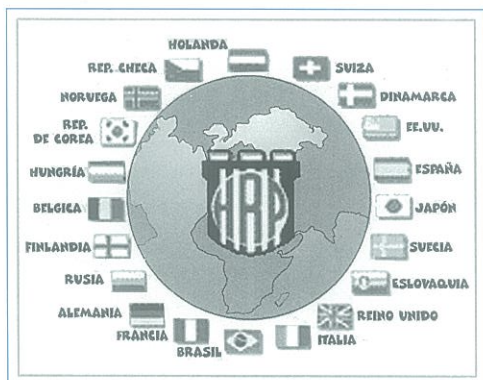
En el programa de C.N. Almaraz se han irradiado los cuatro elementos demostración durante tres ciclos cada uno (no siempre consecutivos), de forma que al finalizar el tercer ciclo se alcanzó un quemado medio de barra de 45 MWd/kgU. Se ha realizado un programa de inspección con toma de datos para estudiar el comportamiento del ZIRLO frente a la corrosión después de dos y de tres ciclos respectivamente.

En el día de hoy han finalizado las campañas de irradiación y de inspección (visual, dimensional y de corrosión) y se está elaborando el informe de la última inspección así como el informe final de proyecto. Se pueden adelantar algunos resultados y conclusiones:

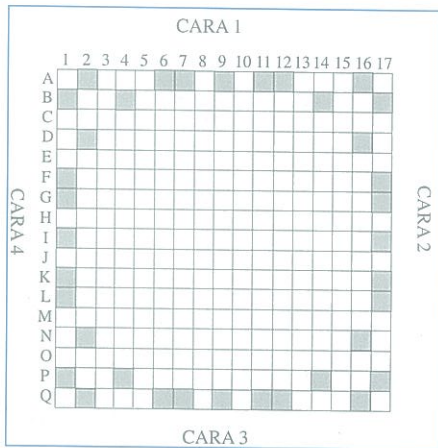
- Los elementos de demostración mantienen unas características totalmente adecuadas en cuanto a crecimiento, contorno y aspecto exterior, siendo el crecimiento de las barras ZIRLO notablemente inferior al de las barras de Zircaloy-4 mejorado.

- La corrosión acumulada en las vainas de ZIRLO es significativamente menor que la de las vainas de Zircaloy-4.

- En la C.N. Almaraz, el comportamiento del ZIRLO, en cuanto a corrosión, es coherente con el observado en otros programas de irradiación.



F I - Halden Reactor Project



F III - Localización de las barras ZIRLO en el elemento combustible

• Se ha confirmado cuantitativamente el efecto del contenido de estaño en la corrosión del ZIRLO.

• El comportamiento del ZIRLO, comparado con el Zircaloy-4, presenta las siguientes características:

- menor velocidad de corrosión del ZIRLO frente al quemado.

- inferior valor absoluto de espesor de corrosión medido para las barras de ZIRLO.

- menor dispersión de los valores medidos para el ZIRLO.

• En el caso del ZIRLO no existe ninguna indicación de cambio importante en la velocidad de corrosión hasta los quemados alcanzados, circunstancia muy favorable para aumentar sin riesgos el grado de quemado del combustible.

Este proyecto está siendo de gran utilidad para las centrales españolas al proporcionar información experimental adicional a la existente y demostrar el correcto comportamiento del ZIRLO en sus condiciones específicas de irradiación. Así mismo, ha colaborado positivamente en el licenciamiento de un nuevo material que permita la mejora de sus rendimientos y seguridad en el futuro inmediato.

Otras iniciativas relacionadas

Como antes se mencionó, la industria nuclear no debe limitarse al estudio de los fenómenos degradatorios de los materiales. Hay que aportar soluciones e involucrarse en la búsqueda de métodos para mitigar los efectos de estos fenómenos. No podemos separar, tampoco, el estudio del comportamiento de los materiales de la innovación asociada a los métodos de inspección y de reparación. DTN ha estado y está involucrada en proyectos de esta índole. Por ejemplo, sin las capacidades de inspección y toma de datos del equipo SICOM (DTN, ENUSA y TECNATOM) no hubiera sido posible el buen desarrollo del proyecto ZIRLO.

Hay otros dos proyectos, desarrollados con la participación del sector eléctrico a través de DTN, merecedores de

ser mencionados, como son el proyecto PETAVA (inspección y reparación de las penetraciones de la cabeza de la vasija en reactores PWR. DTN, CIEMAT, ENSA, ENWESA y TECNATOM) y el proyecto PIV (inspección de las penetraciones de instrumentación en el fondo de vasijas de reactores PWR. DTN y TECNATOM).

Las penetraciones de instrumentación en el fondo de las vasijas PWR y las de los accionadores de las barras de control en las tapas de dichas vasijas están fabricados con Inconel 600. Como es sabido, en ciertos casos las penetraciones han sufrido agrietamiento por corrosión intergranular. Este hecho motivó un importante número de inspecciones en centrales de todo el mundo, generando, en el caso español, los proyectos PETAVA y PIV. El proyecto PETAVA ha permitido resolver el problema de corrosión bajo tensión en condiciones de primario (PWSCC) surgido en las tapas de algunas vasijas. Dentro del proyecto PETAVA, cabe destacar el estudio de las causas de aparición de grietas y mecanismos de degradación realizado, así como el desarrollo de la metodología para el establecimiento de criterios de aceptación de defectos. De este estudio se obtuvieron dos importantes resultados:

• Datos de velocidad de crecimiento de grietas utilizables para evaluar la vida residual de las penetraciones afectadas.

• Criterios sobre el efecto de la microestructura en la susceptibilidad del Inconel 600 a PWSCC.

Respecto al proyecto PIV, fue finalizada una primera fase en la que se desarrolló una máquina de inspección específica para una central concreta y que incluyó la inspección en dicha central, donde no se detectó ningún tipo de grieta o defecto. Actualmente se está desarrollando una máquina de inspección para su utilización en una central PWR genérica. En esta fase del proyecto cabe destacar la preparación del "Documento de Cualificación del Sistema de Equipo Mecánico y de los Procedimientos y Técnicas de Inspección" de acuerdo con la "Metodología de Cualificación de Técnicas de Inspección por END del European Network for Inspection Qualification (ENIQ)", de forma que, presentado por el posible cliente al organismo regulador, evite la realización de una validación previa específica.

Conclusión

En la línea de desarrollar proyectos de interés global para el sector nuclear español, buscando la eficiencia en costes de innovación y desarrollo tecnológico, se considera importante mantener la participación en HRP (posee uno de los pocos reactores experimentales que quedan en el mundo), así como integrarse en iniciativas similares como pueden ser las promo-

vidas por EPRI (en algunos de cuyos programas ya participa el sector eléctrico).

Específicamente en materiales, HRP tiene la capacidad de irradiar material y de ensayarlo observando su comportamiento en tiempo real. No tiene, sin embargo, la capacidad de hacer estudios y mecanizados de materiales fuera de su reactor. Este hecho supone una laguna importante que podría ser cubierta (de forma más intensiva a la iniciada con el experimento que se desarrolla actualmente en España) por el CNH como organización en la que convive una amplia representación de la industria nuclear y centros de investigación y que podría aprovechar los recursos existentes en CIEMAT, con sus instalaciones de celdas calientes.

Agradecimientos

Quisiera agradecer la ayuda prestada por Javier Martín (NUCLENOR), M^a Luisa Castaño (CIEMAT) y Manuel Quecedo (ENUSA), sin los que este artículo no podría haberse redactado.

Referencias

- (1): R.J. Comstock, G. Schoenberger and G.P. Sabol "Influence of Processing Variables and Alloy Chemistry on the Corrosion Behavior of ZIRLO Nuclear Fuel Cladding", ASTM STP 1295 "Zirconium in the Nuclear Industry: Eleventh International Symposium", E.R. Bradley and G.P. Sabol eds., 1996.
- (2): G.P. Sabol, R.J. Comstock, G. Schoenberger, H. Kunishi and D.L. Nuhfer "In-Reactor Fuel Cladding Corrosion Performance at Higher Burnups and Higher Coolant Temperatures", Proceedings of the 1997 International Topical Meeting on LWR Performance, Portland, 1997.



Héctor Tajahuerce Briones: Es Ingeniero Industrial por la E.T.S.I.I. de Madrid y MBA por el Instituto de Empresa de Madrid. Ha desarrollado su carrera profesional en Empresarios Agrupados, donde participó como ingeniero mecánico en los proyectos "C.N. Trillo", "Advanced Boiling Water Reactor" de General Electric y "Planta de ensayos de Pilas de Combustible" con Iberdrola. Desde marzo de 1997 está destinado a la empresa D.T.N. participando en los proyectos desarrollados a través de su Área de I+D.