

Actividades de investigación en combustible gastado realizadas por el CSN, Enresa y Enusa

C. Alejano, J.M. Conde, F.J. Fernández, P. Zuloaga, M. Lloret y M. Quecedo

En este artículo se describen las actividades de I+D sobre combustible gastado realizadas mediante una colaboración entre el CSN, Enresa y Enusa. El artículo describe los proyectos realizados y en curso y su proyección internacional. Por último, se describen las perspectivas de futuro de esta colaboración, que se plasmarán en nuevos proyectos que respondan a las necesidades asociadas a la gestión del combustible gastado en España.

This paper presents the spent fuel R&D activities performed in collaboration between CSN, ENRESA and ENUSA. The paper describes the projects already performed and those ongoing, as well as the international impact of the results obtained. Finally, the paper gives the future perspective of this collaboration, including some guidelines that will be followed for setting up the new projects.

INTRODUCCIÓN

En España se utilizan actualmente dos métodos para el almacenamiento del combustible una vez finalizada su irradiación:

- En húmedo, en las piscinas de combustible gastado existentes en las centrales nucleares.
- En seco, en instalaciones específicas (Almacén Temporal Individualizado, ATI) en las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera (actualmente en desmantelamiento) y Ascó (ATI en construcción).

Por otra parte, el 6º Plan General de Residuos Radiactivos indica que el combustible será almacenado en una instalación centralizada (Almacenamiento Temporal Centralizado, ATC), cuyo diseño conceptual ya ha sido evaluado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). La instalación del ATC es de tipo bóveda, estando el combustible almacenado en cápsulas refrigeradas por convección natural. Este almacenamiento en el ATC requerirá el transporte del combustible desde su ubicación actual en las centrales nucleares hasta el ATC, su descarga y el almacenamiento en seco en las cápsulas.

Durante las etapas del almacenamiento y transporte en seco del combustible gastado, debe asegurarse el

cumplimiento de los siguientes criterios básicos de seguridad:

1. Control de la radiación.
2. Evacuación del calor.
3. Mantenimiento de la subcriticidad del combustible.
4. Confinamiento del material radiactivo.
5. Recuperabilidad del combustible.

Para conseguirlo se imponen una serie de criterios reguladores sobre el propio combustible. Por ejemplo, en EEUU, la norma 10CFR72 exige evitar daños al combustible durante el almacenamiento que puedan permitir la liberación fuera de la vaina de partículas de material nuclear, o bien, para que el sistema de almacenamiento cumpla con los requisitos reguladores, el combustible tiene que cumplir con las hipótesis que sobre su comportamiento se hayan realizado en la evaluación de seguridad del sistema de almacenamiento y transporte [ISG-1].

Para la realización de los análisis que demuestran el cumplimiento de la normativa, resulta fundamental disponer de la información necesaria sobre el combustible, tanto en lo referente a la evolución isotópica de la pastilla como al comportamiento mecánico de la vaina en las condiciones a las que se ve sometido el combustible

CONSUELO ALEJANO

es ingeniero industrial, técnico del Área de Ingeniería Nuclear del Consejo de Seguridad Nuclear.

JOSÉ M. CONDE

es físico, responsable de la Unidad de I+D y Gestión del Conocimiento del Consejo de Seguridad Nuclear.

F. JAVIER FERNÁNDEZ

es ingeniero industrial, responsable de proyectos de I+D en almacenamiento temporal de combustible gastado en el Departamento de Ingeniería de Residuos de Alta Actividad de Enresa

MIRIAM LLORET

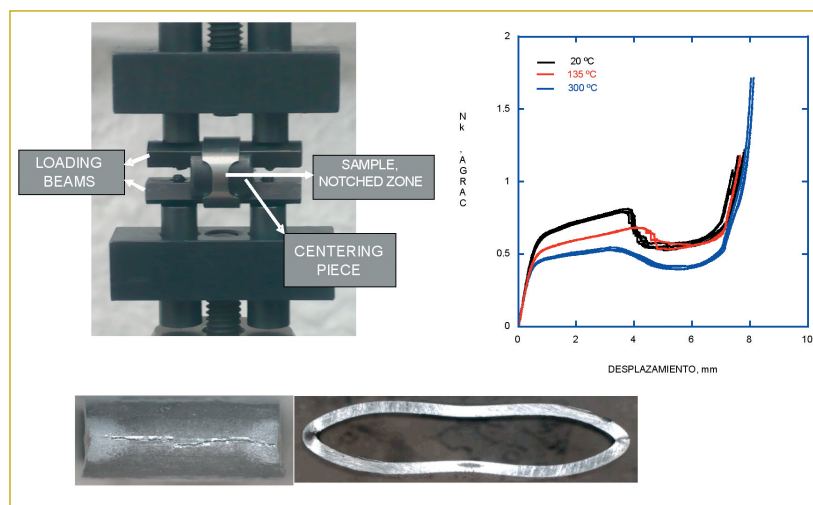
es ingeniero industrial, responsable de Comportamiento del Combustible y de Combustible Gastado en Enusa Industrias Avanzadas.

MANUEL QUECEDO

es doctor ingeniero de Caminos, responsable de Ingeniería del Producto en Enusa Industrias Avanzadas.

PABLO ZULOAGA

es doctor ingeniero industrial, director de Ingeniería de Enresa.



durante el almacenamiento en seco y el transporte (temperatura, tensiones, medio refrigerante), teniendo en cuenta que son muy distintas a las existentes durante su irradiación y en el almacenamiento en piscina, así como conocer y caracterizar los mecanismos de degradación que se pueden activar en estas condiciones.

Al objeto de profundizar en el conocimiento del comportamiento del combustible gastado en condiciones de almacenamiento y transporte representativas de la actual situación en España, el CSN, Enresa y Enusa han realizado conjuntamente una serie de proyectos de investigación que se materializan en (1) conocer en mayor profundidad los mecanismos que afectan al comportamiento mecánico de las vainas de barra combustible, y (2) ampliar la base de datos existente sobre composición isotópica de combustible, tanto BWR como PWR.

Estos proyectos, y sus resultados, se han presentado y publicado en diversos foros nacionales e internacionales, y en particular se han comunicado periódicamente a las distintas organizaciones españolas por medio de la Plataforma Tecnológica Ceiden. La participación de la Universidad española, y la colaboración con otras organizaciones extranjeras, tales como *Oak Ridge National Laboratory* (ORNL), EPRI, *Electricité de France* (EDF) y *Vattenfall*, está permitiendo desarrollar capacidades propias en el país e incrementar las capacidades científicas y tecnológicas del personal involucrado.

Este artículo presenta los proyectos que se han realizado y los que están en curso, así como su proyección internacional y las colaboraciones de carácter bilateral a que han dado lugar. Por otra parte, la implantación

práctica de las técnicas de almacenamiento en seco y la previsión del transporte posterior han identificado lagunas de conocimiento o aspectos inicialmente no considerados. La voluntad del CSN, Enresa y Enusa de continuar la colaboración para abordar estos aspectos, ha dado lugar a unas directrices de los proyectos que es preciso realizar en el futuro, que también se describen al final del artículo.

DESCRIPCIÓN DEL PROGRAMA NACIONAL

Comportamiento mecánico de combustible en condiciones de almacenamiento y transporte

El combustible nuclear está sometido a una serie de solicitaciones durante su estancia en el reactor, que condicionan su comportamiento futuro durante las etapas posteriores de almacenamiento y eventual transporte. En particular, es necesario mantener la integridad de la vaina del combustible como primera barrera del confinamiento de los actínidos y productos de fisión generados durante la operación. De hecho, el combustible nuclear no estaba diseñado, *a priori*, más que para su estancia en reactor, y la demostración de su seguridad en estas condiciones se apoyó en intensas campañas de I+D+i y de validación a nivel industrial sobre los combustibles actualmente empleados. En diversos trabajos se ha caracterizado el estado del combustible a su salida del reactor (ver por ejemplo [EPRI]), que marca el punto de partida para su gestión posterior, y se han identificado los principales mecanismos que podrían surgir durante dicha gestión y que podrían provocar degradación en las características del combustible.

El estado de saturación de las piscinas de los reactores nucleares, unido al hecho de que precisan de sistemas activos para mantener las condiciones adecuadas de almacenamiento, ha aconsejado el empleo de sistemas pasivos de almacenamiento en seco, tales como contenedores o como el sistema de bóvedas que se implantará en el ATC. Esta nueva situación representa un cambio en las condiciones en que se almacena el combustible, cuyo efecto es preciso valorar. Los procesos de secado del combustible antes de sellar el contenedor, y el propio periodo de almacenamiento en seco, suponen un aumento de la temperatura de la vaina, que puede incluso llegar, temporalmente, a ser superior a la que tenía durante la operación en reactor. Este aumento incrementa la posibilidad de sufrir daño debido a la fluencia mecánica del combustible, asistida por la temperatura. En efecto, dicho mecanismo provoca una deformación permanente del material debido a la presión interna ejercida por los gases de la barra de combustible. El incremento de la temperatura aumentaría, por tanto, dicha presión ejercida y el riesgo de que, de no limitarse, se alcanzase a fracturar la vaina. Para evitar este extremo la normativa [ISG-11] limita las condiciones de temperatura y, en ciertos casos, la presión interna, lo que reduce la probabilidad de ocurrencia de dicho mecanismo de fallo de la vaina.

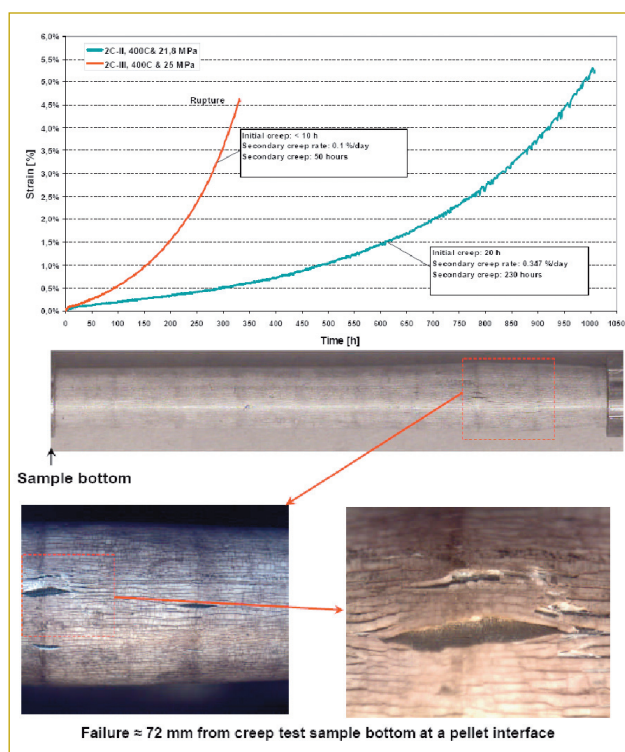
Las limitaciones incluidas en la normativa se basan en propiedades de materiales de vaina para los cuales se han realizado amplios programas de validación en condiciones realistas y conservadoras. Sin embargo, en los últimos años han ido apareciendo nuevos materiales de vaina para los cuales no existen suficientes trabajos de investigación en el dominio público que confirmen su comportamiento en dichas condiciones. Además, estos materiales se han concebido para soportar mayores tiempos de estancia en el reactor, por lo que las solicitaciones sobre los mismos son más prolongadas, a pesar de que su comportamiento es relativamente mejor en comparación con los materiales anteriormente empleados.

En este marco, el CSN, Enresa y Enusa decidieron lanzar una serie de trabajos para caracterizar el comportamiento mecánico de los materiales de vaina presentes en las centrales españolas, y sustentar su gestión posterior. Este comportamiento mecánico se ha caracterizado en las condiciones iguales o superiores a los límites marcados por la normativa de referencia,

lo que ha permitido adicionalmente evaluar los márgenes con respecto a la misma.

Se ha desarrollado un primer proyecto sobre comportamiento de materiales avanzados de vaina PWR altamente irradiados en condiciones de almacenamiento en seco, con objeto de obtener la información experimental necesaria para determinar la ley de fluencia en condiciones de almacenamiento en seco de combustible de alto quemado representativo del que se utilizan en las centrales españolas. Para ello, se han utilizado muestras de vaina de una barra procedente del Programa de Demostración de Combustible de Alto Quemado de la central de Vandellós II, con vaina de zirlo e irradiada hasta un quemado medio de 67 MWd/kgU. El proyecto se ha realizado en los laboratorios de Studsvik (Suecia), midiéndose la deformación de la vaina, bajo distintas combinaciones de tensión circunferencial (160-220 Mpa) y temperatura (360°C-400°C), de cinco muestras de combustible de distinto grado de quemado y espesor de corrosión (60-120µm), para comprobar su resistencia al mecanismo de daño por fluencia mecánica [Quecedo]. El proyecto se ha completado con la caracterización de las probetas ensayadas, básicamente mediante metalografías, para determinar el grado de reorientación de los hidruros durante el experimento y la dependencia de este efecto con la temperatura. Los resultados demostraron el buen comportamiento del material de vaina en condiciones de alta fluencia, y se han comparado con los del Zry-4, como referencia ampliamente documentada.

Se ha realizado un segundo proyecto paralelo al anterior, utilizando material BWR con vaina de Zry-2. En el seno del mismo se han realizado ensayos de fluencia sobre cinco muestras de distinto quemado y espesor de corrosión, procedentes de una barra de diseño GE14 fabricada por Enusa e irradiada en el reactor sueco de Forsmark-3 hasta un quemado medio de 41 MWd/kgU. Al igual que en el caso PWR, y aplicando la experiencia obtenida en este proyecto anterior, se han seleccionado distintas combinaciones de tensión circunferencial (100-



190Mpa) y temperatura (360-400°C) representativas de las condiciones de almacenamiento en seco del combustible BWR en España. El proyecto se ha completado con ensayos mecánicos posteriores, y sus resultados han sido presentados recientemente [Lloret].

Aparte del potencial impacto de las condiciones de temperatura en las etapas de secado y almacenamiento, también existe una preocupación importante por el comportamiento de los hidruros que se generan en la vaina, que se entienden como un factor que favorece el daño potencial en conexión con otras circunstancias. Durante la estancia en reactor, la vaina sufre oxidación que, además de reducir el espesor de la vaina y generar una capa de óxido de Zr, da lugar a la absorción parcial de hidrógeno en el material de la vaina. Dicho hidrógeno está disuelto en el metal base hasta que alcanza una concentración determinada, dependiente de las condiciones de temperatura. El hidrógeno precipita entonces en forma de plaquetas de hidruro de Zr, de carácter frágil en relación a la matriz de Zr. Debido a las condiciones de temperatura, el hidrógeno tiene tendencia a precipitar en la parte exterior de la vaina, formando capas de hidruro de Zr relativamente densas a medida que el quemado, y con él el grado de oxidación, aumenta. En los materiales de vaina trabajados en frío con alivio de tensiones, mayoritarios en los reac-

tores PWR, la precipitación de estos hidruros suele ser de carácter *circunferencial*, por lo que las solicitaciones mecánicas principales debido a la presión interna de la vaina se ven soportadas por la matriz de Zr y no por los hidruros precipitados. Sin embargo, se ha comprobado experimentalmente que los hidruros pueden precipitar de forma *radial* en determinadas condiciones, por lo que las tensiones incidirían directamente sobre ellos, más frágiles que la matriz, pudiendo poner en riesgo la integridad de la vaina. Esta precipitación en dirección radial puede aparecer, por ejemplo, durante el enfriamiento después del secado del combustible en el contenedor, o bien durante la etapa de almacenamiento por el enfriamiento natural por decaimiento del combustible, en ambos casos con

una presión interna elevada en la varilla. Adicionalmente, la presencia de hidruros reorientados puede suponer un mecanismo de daño mecánico en caso del transporte del combustible. En efecto, entre los posibles impactos considerados en casos de accidente que pueden ocurrir durante el transporte, la sollicitación mecánica puede incidir directamente sobre los hidruros precipitados radialmente, por lo que pondrían en riesgo la resistencia de la vaina. Es por este motivo que, en los proyectos que se han descrito, se ha incluido el examen de las condiciones de presión interna y ritmo de enfriamiento que provocan la reorientación de hidruros, y su posible influencia sobre el fallo de la vaina en condiciones de fluencia.

Adicionalmente, existe una información limitada sobre el efecto combinado de los hidruros radiales con otros mecanismos de fallo, tales como la fluencia mecánica. Por este motivo, en los proyectos de I+D con material irradiado que se han descrito se incluyeron condiciones que provocaban la reorientación de hidruros y se observó su influencia. En ningún caso se observó un daño durante el enfriamiento después de someter a las muestras a condiciones de fluencia.

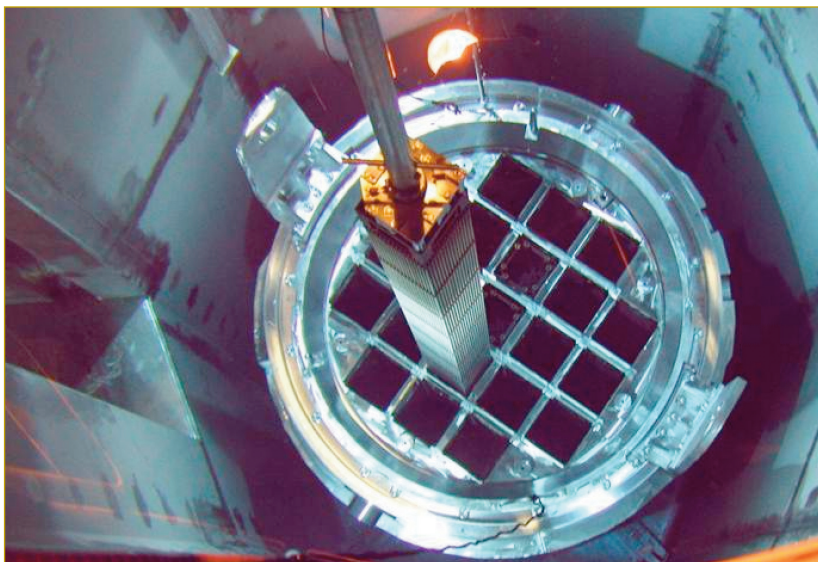
El efecto de la hidruración de la vaina y la precipitación de hidruros ha sido abordado por el CSN, Enresa y Enusa en un tercer proyecto de investigación dedicado al comportamiento mecánico del material de

vaina, que se está desarrollando en colaboración con el Departamento de Materiales de la ETS de Ingenieros de Caminos de la Universidad Politécnica de Madrid. En este caso se utiliza material no irradiado, concretamente muestras de zirco, sobre el que se realizan ensayos mecánicos que permitan determinar y sistematizar sus condiciones de fallo, con el fin de obtener una base para la realización de ensayos con material irradiado en celda caliente. En una primera fase del proyecto (2007-2010), se puso a punto un método de carga de hidrógeno adecuado para el material, y se realizaron ensayos mecánicos (tensión en anillo y compresión en anillo) sobre muestras cargadas con distintas concentraciones de hidrógeno para analizar el efecto de fragilización producido por el mismo. Los trabajos han sido publicados en diversos artículos [ver por ejemplo MRS] y han sido objeto de una tesis doctoral [Enresa]. Se ha dado continuidad al proyecto para desarrollar una segunda fase (2010-2013) en la que se está estudiando la rotura por impactos de baja velocidad en material de vaina fragilizado por hidruros, para lo que se han desarrollado métodos de reorientación de hidruros y de generación de una morfología de hidruros similar a la que aparece en las condiciones de reactor. Además, se ha comparado con muestras de material no irradiado pero oxidado en autoclave, para observar el comportamiento del material con presencia de una capa de óxido [SNE].

Datos experimentales de composición isotópica para validación de códigos

Entre las necesidades de información asociadas a los análisis de seguridad del combustible gastado se encuentra la relativa a su composición isotópica, imprescindible para la validación de los códigos con los que se realizan los cálculos de quemado, que soportan diversas metodologías aplicadas en estos análisis (análisis de criticidad con crédito al quemado, cálculo del calor residual, necesidades de blindaje). A medida que los quemados de descarga del combustible aumentan, se hace más evidente la necesidad de mejorar las bases de datos de composición isotópica disponibles para validar estas metodologías en rangos de enriquecimiento y quemado representativos de los actuales.

En el marco de la cooperación entre el CSN, Enresa y Enusa, y con el ánimo de cubrir la falta de datos experimentales publicados representativos



Carga de un contenedor en la central nuclear de Trillo.

de la composición isotópica del combustible de alto quemado actualmente operado en las centrales españolas, se han desarrollado dos programas experimentales, uno con combustible PWR y otro BWR [BUC].

Proyecto de medida de composición isotópica de combustible PWR

Este proyecto se ha llevado a cabo (2003-2007) con material proveniente del Programa de Demostración de Combustible de Alto Quemado de la central de Vandellós II, que proporcionó barras con un enriquecimiento del 4.5% ^{235}U operadas hasta un quemado medio de 70 MWd/kgU durante los ciclos 7 a 11 (1994-2000) de esta central, y enviadas a las celdas calientes de los laboratorios de Studsvik (Suecia) para su uso en diferentes programas experimentales.

El alcance del programa ha incluido el análisis de nueve muestras procedentes de tres barras, con quemados locales comprendidos entre 44 y 78 MWd/kgU. Tanto el nivel de quemado como el enriquecimiento inicial superan los analizados en otros proyectos disponibles en la literatura pública. Para cada muestra se han analizado más de 50 isótopos de 16 elementos diferentes, seleccionados en función de su relevancia en términos de reactividad, generación de calor residual y blindaje. Los principales métodos experimentales empleados han sido primeramente análisis de gases de fisión del plenum y espectrometría gamma de la barra completa y posteriormente una vez cortadas las muestras, análisis químicos: disolución, Espectrometría de Masas con Plasma de Acoplamiento Inductivo (ICP-MS)

tras la separación realizada mediante Cromatografía de Líquidos de Alta Resolución (HPLC) y Análisis de Dilución de Isótopos (IDA).

En general, los más de 400 datos obtenidos dan una imagen coherente del contenido isotópico del combustible irradiado en función del quemado. Los resultados muestran buen acuerdo con los valores obtenidos independientemente mediante gamma-scan y con los datos de diseño de núcleo y registros de planta. El proyecto ha constado también de una parte analítica, realizada por Enusa, en la que se han realizado cálculos de las concentraciones isotópicas medidas experimentalmente mediante la secuencia SAS2H de Scale. Para la mayor parte de los isótopos analizados, existe un buen acuerdo entre los resultados calculados y los experimentales, similar al previamente conocido para valores inferiores de quemado y de enriquecimiento.

El Laboratorio Nacional de Oak Ridge (ORNL) ha participado al proyecto, lo que ha permitido ampliar el alcance original del mismo con una segunda campaña de medidas en la que se repitieron algunas medidas con instrumentación de mayor precisión y se analizaron dos muestras adicionales a las siete originales, incluyéndose algunos isótopos metálicos no medidos en la primera fase. Además, ORNL ha realizado cálculos de validación ya publicados [Nureg/CR-7012 y Nureg/CR-7013], que son de elevado interés porque están contribuyendo a la evolución de la normativa aplicable a las metodologías de análisis de criticidad con crédito al quemado en almacenamiento y transporte [ISG-8].

Los resultados de este proyecto ya han sido publicados [JNM] y se han transferido a la base de datos de composición isotópica de combustible irradiado SFCOMPO de la NEA/OCDE.

Proyecto de medida de composición isotópica de combustible BWR

En este caso el proyecto ha utilizado como material una barra de combustible tipo GE-14 y enriquecimiento del 3,95% ^{235}U , fabricada en Enusa e irradiada durante cinco ciclos (2000-2005) en el reactor BWR sueco Forsmark-3 hasta un quemado medio de 41 MWd/kgU, y enviada a las celdas calientes de Studsvik para ensayos post-irradiación (PIE). También en este caso, la barra se ha utilizado para diversos proyectos de investigación. Al igual que en el caso PWR, se ha obtenido apoyo de ORNL, tanto técnico como económico, lo que ha permitido ampliar el alcance original del proyecto.

Se han analizado ocho muestras de esta barra, con quemados locales entre 39 y 53 MWd/kgU, midiéndose para cada una de ellas más de 50 isótopos seleccionados en función de su relevancia en términos de reactividad, generación de calor y blindaje. El trabajo experimental, también realizado en Studsvik, ha incluido espectrometría gamma y análisis de gases de fisión del plenum para la barra completa y posteriormente análisis químico de las muestras de pastilla diluidas y determinación del quemado por el mismo método utilizado en PWR. El proyecto ha incluido también una parte analítica, actualmente en curso, que permitirá comprobar la calidad del trabajo experimental, verificando la consistencia de los datos obtenidos así como los resultados de quemado basados en las concentraciones relativas de ^{146}Nd , ^{148}Nd , ^{150}Nd , ^{235}U y ^{239}Pu determinadas experimentalmente. Se espera el análisis de los datos medidos por diferentes participantes y códigos (Scale/SAS-2H, Scale/Triton, Casm-Simulate...) y la contrastación de los mismos en una reunión final del proyecto.

De manera análoga al caso PWR, está prevista la publicación de los resultados de este proyecto en la revista *Journal of Nuclear Materials* y, tras su análisis, se transferirán a la base de datos de composición isotópica de combustible irradiado SFCOMPO de la NEA/OCDE.

PROYECCIÓN INTERNACIONAL DEL PROGRAMA DE TRABAJO

Los trabajos de investigación que se han realizado hasta el momento han

obtenido un notable reconocimiento internacional, lo que ha permitido el establecimiento de colaboraciones con diferentes organizaciones y la participación en proyectos internacionales de investigación de una manera fundamentada y técnicamente sólida. En este apartado se describen las actividades internacionales más relevantes en las que el CSN, Enresa y Enusa participan de forma conjunta.

El proyecto ESCP (*Extended Storage Collaboration Program*) es un programa de investigación promovido por el USDOE, con amplia participación de la USNRC, y coordinado por EPRI [ESCP]. Su objetivo es el de sustentar técnicamente el aumento del tiempo de almacenamiento en seco del combustible irradiado hasta mucho más allá del periodo previsto en la licencia original del contenedor. Ello implica la identificación de los temas de seguridad y aspectos técnicos que pueden surgir como consecuencia de dicha extensión, y la realización, de forma cooperativa entre los participantes, de los experimentos o trabajos necesarios para resolverlos. El proyecto está organizado en torno a un grupo de comités en los que participan las organizaciones españolas. El producto más relevante del proyecto hasta el momento ha sido la publicación reciente de un análisis de las lagunas de conocimiento y necesidades de investigación asociadas [ESCP-GAP], en el que la participación española ha sido destacada.

La OIEA tiene entre sus actividades la realización de proyectos de investigación coordinados (CRP) abiertos a la participación de los países interesados. En el año 2012 se ha lanzado un CRP sobre comportamiento del combustible gastado y de los sistemas asociados durante el almacenamiento a muy largo plazo, que va a contar con la participación de países como EEUU (USNRC), Japón (Crieji) y Alemania (BAM) [CRP]. Las organizaciones españolas participan en el proyecto aportando los resultados que se obtengan en el proyecto sobre rotura por impactos de baja velocidad en material de vaina fragilizado por hidruros que ya se ha descrito, y además el CSN forma parte del Comité que dirige el proyecto.

La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE mantiene una intensa actividad de investigación sobre combustible irradiado, que es coordinada por sus diferentes grupos de trabajo. Las organizaciones españolas participan en los trabajos que realizan estos grupos, siendo las contribuciones más recientes en lo que se refiere a alma-

cenamiento y transporte de combustible irradiado las siguientes:

- El proyecto de investigación SCIP (*Studsvik Cladding Integrity Project*) incluye dentro de su alcance aspectos relacionados con la integridad del combustible en condiciones de almacenamiento. La contribución española incluye la cesión de combustible para algunos experimentos, así como el apoyo técnico al desarrollo del proyecto.
- Las actividades relacionadas con la seguridad frente a criticidad son coordinadas por grupos de trabajo específicos dentro del Comité de Ciencia Nuclear, uno de los cuales se dedica al estudio de la composición isotópica del combustible irradiado. Como se ha descrito anteriormente, los resultados obtenidos en los proyectos realizados por las organizaciones españolas en este campo se han aportado a los trabajos de este grupo, lo que ha contribuido a incrementar la base de datos de composición isotópica de combustible gastado, SFCOMPO, a disposición de las organizaciones interesadas para su uso en tareas de validación de códigos con cálculo de quemado.
- El grupo del Comité de Seguridad de las Instalaciones Nucleares (CSNI) dedicado a la Seguridad de las Instalaciones del Ciclo (WGFCs), ha iniciado actividades relacionadas con la extensión del periodo de almacenamiento en seco del combustible gastado. La más inmediata en el tiempo es la realización de una reunión internacional sobre almacenamiento temporal a largo plazo, que tendrá lugar en Munich, en mayo de 2013. Las organizaciones españolas contribuyen de forma directa a la organización de la reunión.
- Dentro de este mismo Comité trabaja el grupo de Seguridad del Combustible (WGFS), uno de cuyos últimos productos ha sido un informe de estado del arte sobre los tipos de ensayos mecánicos disponibles y su representatividad para determinar las propiedades de los materiales ante distintas sollicitaciones [WGFS]. La experiencia adquirida en los proyectos nacionales se ha incluido en dicho informe.

Por último, como ya se ha venido indicando a lo largo del texto, los resultados obtenidos en los proyectos nacionales han servido de base para el establecimiento de colaboraciones bilaterales con organizaciones concretas. Este ha sido el caso de los intercambios de resultados de fluencia de la vaina con EDF y EPRI o la

colaboración con ORNL para la obtención y análisis de los resultados de la composición isotópica de combustible gastado.

PERSPECTIVAS DE FUTURO

Sobre la base de los resultados obtenidos en los proyectos ya realizados o en curso, las líneas de investigación a seguir en los próximos años estarán orientadas a proporcionar información para el caso de que el combustible haya sufrido alteraciones que requieran una verificación específica del cumplimiento de los criterios de licenciamiento del sistema de almacenamiento y transporte en seco.

En efecto, las diferentes condiciones de irradiación, manejo y almacenamiento en húmedo así como las diferencias en materiales y diseño del combustible, dan lugar a una cierta variabilidad en las condiciones en las que se encuentra el combustible previo a su carga en contenedores en seco. Algunas de estas condiciones del combustible pueden no estar incluidas en la definición del combustible base de diseño considerado en la evaluación de seguridad del sistema de almacenamiento y transporte, por lo que requieren una verificación específica [ISG-1][IAEA-CN-144]. Fenómenos tales como la pérdida local del óxido en el combustible PWR o la corrosión localizada (CILC) en el combustible BWR [NUREG/CR-7116], daños locales en la estructura, etc. [ISG-1] pueden requerir información adicional sobre sus características y/o propiedades y el desarrollo de modelos, códigos y métodos para los procesos posteriores de análisis y toma de decisiones.

Por ello, el CSN, Enresa y Enusa, apoyándose en el conocimiento y capacidades desarrollados en el programa actual, están preparando un programa futuro que proporcione información básica tal como: características de los defectos, propiedades de los materiales involucrados, fuentes de márgenes adicionales, etc. que permita abordar por cada organización dentro de su responsabilidad, los análisis y verificaciones que requiera el combustible nuclear almacenado en las piscinas de los reactores españoles considerando el almacenamiento temporal en seco, su transporte hasta el ATC y el manejo y almacenamiento en dicho ATC.

Este programa se focalizará en determinar el comportamiento mecánico de una vaina de barra combustible con defectos que puedan disminuir su capacidad resistente debido a la pérdida local de metal y/o a la preci-

pitación de fases fragilizadoras, como el hidruro de circonio. Esta capacidad mecánica se investigará ante solicitudes que puedan tener lugar durante el almacenamiento y el transporte. Para ello, se ha empezado por provocar esta defectología y se ensayará material sin irradiar para, posteriormente, hacer los ensayos con material irradiado en reactores comerciales. En un futuro, se abordarían experimentos que tengan en cuenta el efecto del combustible nuclear en el comportamiento mecánico global de la barra combustible.

De esta manera, el programa futuro seguirá incluyendo proyectos a realizar en colaboración con las universidades y centros de investigación así como recursos propios, permitiendo, adicionalmente, mantener e incrementar la capacidad científica y tecnológica del personal involucrado. Asimismo, y continuando con la trayectoria de los proyectos en curso, se han iniciado contactos con organismos y empresas extranjeras para identificar intereses comunes y complementariedad con sus programas.

REFERENCIAS

- [BUC] Alejano, C. et al.: “PWR and BWR Fuel Assay Data Measurements”. International Workshop on Advances in Applications of Burnup Credit for Spent Fuel Storage, Transport, Reprocessing and Disposition. Córdoba, Spain, October 2009
- [CRP] Ver <http://www-crp.iaea.org/html/rifa-show-activecrp.asp>, proyecto T13014.
- [Enresa] Martín Rengel, M.A.: “Integridad estructural de vainas de combustible nuclear en condiciones de almacenamiento temporal en seco”, Tesis Doctoral, Publicación Técnica ENRESA PT05-2010
- [EPRI] Machiels, A.: “Spent fuel transportation applications- Assessment of cladding performance. A synthesis report”. EPRI Technical Report 1015048, 2007.
- [ESCP] <http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=00000000001022914>
- [ESCP-GAP] “International Perspectives on Technical Data Gaps Associated With Extended Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel”. EPRI Technical Report 1026481, 2012.
- [IAEA-CN-144] Einziger R.E. et al. “Damage in Spent Nuclear

Fuel Defined by Properties & Requirements” Proceedings of IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, June 2006.

- [ISG-1] USNRC-SFPO Interim Staff Guidance 1: “Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function”. Rev. 2.
- [ISG-8] USNRC-SFPO Interim Staff Guidance 8: “Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transportation and Storage Casks”. Rev. 3.
- [ISG-11] USNRC-SFPO Interim Staff Guidance 11: “Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel”. Rev. 3.
- [JNM] Zwicky et al.: “Nuclide analysis in high burnup fuel samples irradiated in Vandellós 2”. Journal of Nuclear Materials 402 (2010) 60–73
- [Lloret] Lloret, M. et al.: “Results of thermal creep test on irradiated Zry-2”, TOP FUEL 2012.
- [MRS] Ruiz-Hervías, J. et al.: “Structural integrity of hydride nuclear fuel cladding”, Materials Research Society 2011, Buenos Aires.
- [Nureg/CR-7012] “Uncertainties in Predicted Isotopic Compositions for High Burnup PWR Spent Nuclear Fuel” NUREG/CR-7012. January 2011.
- [Nureg/CR-7013] “Analysis of Experimental Data for High-Burnup PWR Spent Fuel Isotopic Validation – Vandellós II Reactor”. NUREG/CR-7013.
- [Nureg/CR-7116] “Materials Aging Issues and Aging Management for Extended Storage and Transportation of Spent Nuclear Fuel” NUREG/CR-7116, 2011.
- [Quecedo] Quecedo, M. et al.: “Results of thermal creep test on highly irradiated ZIRLO”, TOP FUEL 2008, paper 8063
- [SNE] Ruiz-Hervías, J. et al.: “Estudio del efecto del óxido en el comportamiento en rotura de la vaina del combustible”, Reunión Anual de la SNE 2011.
- [WGFS] “Mechanical Testing for RIA Applications”. CSNI report (en prensa).■