

Retos reguladores en la gestión del envejecimiento de los materiales estructurales de centrales nucleares

C. Castelao, C. Mendoza, E. Más y J. M. Conde

En el artículo se analizan las dos grandes vías por las que un organismo regulador, y en particular el CSN, puede participar en la adquisición del conocimiento necesario en materia de mecanismos de envejecimiento de materiales estructurales de centrales nucleares: participar en foros de intercambio de experiencia operativa y en proyectos de I+D tanto a nivel nacional como internacional. Se señala la importancia de esta participación para llevar a cabo su función reguladora fundamentada en el conocimiento adquirido y el gran reto que supone trasladar ese conocimiento a normas y guías para su aplicación. Se describen algunos proyectos de I+D en los que el CSN participa directamente.

Se aboga por la presencia de los organismos reguladores en proyectos de I+D financiados por la UE y por el traslado de los resultados de tales proyectos a códigos, normas o guías para hacer viable su aplicación.

The article discusses two major pathways by which a regulatory body, and in particular the CSN, may participate in the acquisition of the necessary knowledge on mechanisms of aging of nuclear structural materials: to participate in forums to share operational experience and R & D projects, both nationally and internationally. It notes the importance of this participation to carry out its regulatory function based on the knowledge acquired and the unique challenge of transferring that knowledge to rules and guidelines for their application. The article discusses various R & D projects in which the CSN participates directly.

It calls for the presence of regulatory bodies in R & D projects funded by the EU and by the transfer of the results of such projects to codes, standards or guidelines for feasible implementation.

INTRODUCCIÓN

Como es bien conocido, en España, en ausencia de normativa nacional específica para su aplicación en la fase de construcción de las centrales nucleares, y por ende para los materiales estructurales empleados, se utilizaron los requisitos y normativa del país de origen de los proyectos. En el caso de materiales estructurales metálicos esto se tradujo en que para la mayoría de las centrales españolas, de tecnología de los EE UU¹, se siguieron los requisitos establecidos en el Código ASME u otras normas recogidas en las bases de licencia consideradas en la fase inicial de licenciamiento.

La normativa referida establece las características mecánicas y químicas de los materiales estructurales para

considerarlos aptos para la fabricación de los componentes que prestarán servicio en unas condiciones y una vida de diseño previamente determinadas, considerando los mecanismos de degradación conocidos. Pero esta normativa no puede anticipar, y no lo hace, el tiempo que ciertos materiales pueden operar en las condiciones de servicio a las que estarán expuestos más allá de la vida de diseño. El parámetro tiempo y el conocimiento de las condiciones reales a las que se encuentran expuestos los materiales durante su vida en servicio son fundamentales para determinar si el comportamiento ha sido el previsto en el diseño, en base a las condiciones iniciales supuestas, así como para garantizar su validez en un periodo de explotación a largo plazo.

Dicho comportamiento sólo podría ser conocido, con una alta certidumbre, ensayando esos materiales por el periodo de tiempo para el que se desearan validar, en las mismas condiciones de servicio, y ningún ma-



CARLOS CASTELAO LÓPEZ

es consejero técnico de la Unidad de Investigación y Gestión del Conocimiento del CSN.



CARLOS MENDOZA GÓMEZ

es jefe de Área de Gestión de Vida y Mantenimiento del CSN.



EDUARDO MÁS GARCÍA

es jefe de Área de Ingeniería Mecánica y Estructural del CSN.



JOSÉ MANUEL CONDE LÓPEZ

es jefe de Unidad de Investigación y Gestión del Conocimiento del CSN.

¹En el caso de la C.N. de Trillo la tecnología procede de Alemania (KWU-Areva) y los requisitos y normativa empleada son los de Alemania junto con otros de EE UU.

terial es ensayado durante periodos de tiempo tan largos para establecer su durabilidad o predicción de vida aunque las condiciones de servicio fueran reproducibles en laboratorio. Por otra parte, los resultados de los ensayos acelerados que se realizan a nivel de laboratorio, en condiciones más severas que las de servicio, no resultan fácilmente extrapolables a las condiciones reales y no pueden servir de garantía sobre la durabilidad de tales materiales.

Por ello, la realización de programas de I+D utilizando materiales que han estado en servicio durante toda su vida de diseño, se considera fundamental para conocer adecuadamente el comportamiento de los materiales en las condiciones de servicio para una operación a largo plazo.

Por otro lado, la experiencia operativa ha mostrado la aparición de mecanismos de degradación no postulados en algunos de los materiales usados en las centrales nucleares, por lo que podría decirse que el comportamiento no ha sido el esperado en la fase de diseño. Viene a la memoria el caso del Inconel 600, aleación empleada para la fabricación de los tubos de los generadores de vapor de un gran número de centrales nucleares del tipo agua a presión en todo el mundo, para la que no se pudo anticipar que, en las condiciones de servicio, experimentaría los mecanismos de degradación que harían que los generadores de vapor de todas estas centrales hubieran de ser reparados o sustituidos.

Esta misma aleación, empleada igualmente en las penetraciones de las barras de control (CRDM) de las tapas de las vasijas de reactores de agua a presión y en los materiales de soldadura asociados a las mismas, provocó la sustitución en la mayoría de los casos, o la adopción de medidas de mitigación, en todos los países que habían empleado estas aleaciones, así como la implantación de programas de inspección específicos para la vigilancia y control del estado de estos componentes.

La función supervisora de un organismo regulador en materia de seguridad nuclear consiste, en gran medida, en vigilar que se cumpla con la normativa vigente. Normativa es sinónimo de conocimiento, y por tanto su función es vigilar que se aplique el conocimiento del que se dispone en cada momento. Pero el conocimiento no es algo estático, sino más bien una función dinámica que cambia, aumenta y mejora en el día a día, y no todo está necesariamente normalizado, debido precisamente a esta

dinámica. La normalización, a la que hay que tender, llega más tarde en muchos casos. Por ello, el organismo regulador tiene que estar presente en aquellos foros y medios en los que ese conocimiento se va adquiriendo en el día a día, regulando en base al mismo y promoviendo después la normalización para su aplicación homogénea. Todo ello sin menoscabar el principio básico de que la seguridad nuclear es la responsabilidad del operador.

Son muchos los foros en los que esta actualización del conocimiento se lleva a cabo, y que se pueden sintetizar en dos grandes grupos: seguimiento de experiencia operativa y proyectos de I+D.

El organismo regulador puede y debe estar presente en ambas vías de mejora del conocimiento; por una parte en aquellos foros nacionales e internacionales en los que se intercambia experiencia operativa, y por otra en aquellos en los que se promueven proyectos de I+D. En este último caso, promover y participar en proyectos cooperativos de I+D, tanto en foros nacionales como internacionales, produce un efecto multiplicador del dinero invertido en los mismos que, por otra parte, serían inviables económicamente de no realizarse en este contexto. Con el conocimiento adquirido por ambas vías, el organismo regulador podrá establecer los requisitos que considere oportuno en aras de la mejora de la seguridad mediante los mecanismos que la ley le confiere.

SEGUIMIENTO DE EXPERIENCIA OPERATIVA

A lo largo de la operación de una central es necesario realizar un seguimiento o monitorización del comportamiento de los materiales en sus condiciones de servicio, para controlar los potenciales mecanismos de envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes que pudieran afectar a su nivel de seguridad, es decir vigilar y controlar su degradación o cambio de propiedades con el tiempo y poder determinar la verdadera durabilidad de los mismos y, en su caso, la conveniencia de su reparación o sustitución. Este seguimiento se realiza, entre otros, a través de los programas de inspección en servicio y de gestión del envejecimiento en vigor, de uno u otro modo, en todos los países con centrales nucleares. El intercambio de datos sobre experiencia operativa entre los diferentes países, para conocer los mecanismos de degradación que se van detectando en sus centrales, es

una faceta muy importante en el conocimiento del comportamiento de los materiales, lo cual permite, en muchos casos, adoptar soluciones preventivas o de mitigación antes de que los problemas se presenten.

El Consejo de Seguridad Nuclear, consciente de la necesidad de disponer del conocimiento necesario sobre los mecanismos de envejecimiento de los materiales estructurales para acometer las evaluaciones de seguridad que prescriptivamente tiene que realizar, está presente en los foros internacionales en los que se intercambian estas experiencias operativas, participando activamente en los grupos de trabajo de la NEA/OECD en los que se tratan aspectos de envejecimiento de materiales estructurales, en bases de datos sobre envejecimiento de materiales, como es CODAP (OECD/NEA Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme)² y en el proyecto internacional del OIEA denominado I-GALL (International Generic Aging Lessons Learned)³. Estos organismos internacionales promueven el intercambio de esta experiencia operativa y la edición de guías y documentos técnicos que recogen toda la fenomenología que se va produciendo en las centrales, llenando parte del vacío de conocimiento antes reseñado, y que permite adaptar los programas de vigilancia establecidos para garantizar la seguridad. Organizaciones plurinacionales de reguladores como WENRA (Western European Nuclear Regulators Association)⁴ o ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group)⁵, promueven la armonización y estandarización del conocimiento.

El reto para cualquier organismo regulador consiste en canalizar de forma efectiva todas las vías existentes de intercambio de experiencia e incorporar ese conocimiento en su estructura organizativa para llevar a cabo de una manera eficiente su labor reguladora.

Otro ejemplo de participación del CSN en el intercambio de experiencia, es la participación en grupos ad hoc de organismos reguladores, con el fin de dar respuesta a los temas que surjan. Es el caso reciente de la convocatoria del organismo regulador belga (Federal Agency for Nuclear Control-FANC) para tratar el problema detectado en

²<http://www.oecd-neo.org/jointproj/codap.html>,

³<http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2012/2012-05-29-06-01-CM-Vienna/2.IGALL-Presentation.pdf>

⁴<http://www.wenra.org/>

⁵<http://www.ensreg.eu/>

las vasijas de las centrales de Doel 3 y Tihange 2. Aunque las conclusiones finales de los estudios sobre el problema confirman que los defectos provenían desde el origen y no son debidos a un proceso de envejecimiento del material, sí hubo que analizar el potencial efecto de dicho envejecimiento sobre la evolución de los defectos originales.

PROYECTOS DE I+D

Otro mecanismo que se emplea para sustentar los cambios y mejoras en el conocimiento, como pueden ser los mecanismos de envejecimiento de los materiales, y por ende predecir con menor incertidumbre su durabilidad, es a través de proyectos de I+D. Dentro de éstos, cada vez cobran mayor relevancia aquellos proyectos que emplean, para sus análisis y ensayos, materiales que ya han estado sometidos a las condiciones de operación por un largo periodo de tiempo, como puede ser el caso de materiales de centrales nucleares clausuradas, en especial si se pretende extender la vida útil de las centrales nucleares por periodos de tiempo no previstos inicialmente.

En lo concerniente a proyectos de I+D relativos a materiales estructurales el CSN participa, a través de un consorcio español, en el proyecto internacional Halden, en el que se realiza I+D sobre materiales estructurales de las vasijas y los internos de las mismas. De este proyecto se reciben los informes correspondientes, que son tenidos en cuenta en la función reguladora.

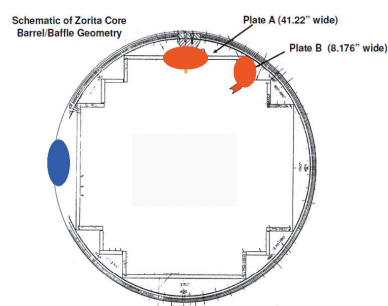
Por otra parte el CSN ha promovido varios proyectos cooperativos de I+D en dos aspectos que son de vital importancia en lo concerniente a los mecanismos de envejecimiento de materiales estructurales. Uno de ellos, el proyecto ZIRP (Zorita Internals Research Project), relativo al mecanismo de degradación IASCC (Irradiated Assisted Stress Corrosion Cracking), y el proyecto Inconel 690, relativo al mecanismo de degradación PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking). Asimismo ha promovido un proyecto de I+D sobre las estructuras de hormigón, el cual se encuentra en fase de aprobación. A continuación se comentan con más detalle cada uno de estos proyectos.

Proyecto ZIRP (Zorita Internals Research Project)

El proyecto ZIRP, de ámbito internacional, pretende avanzar en el conocimiento del mecanismo de de-

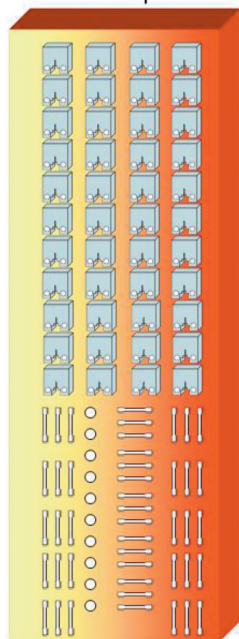
gradación IASCC. En este proyecto, nacido de la Plataforma Tecnológica Ceiden⁶, se han extraído probetas de los internos de la vasija del reactor de la central nuclear José Cabrera, con 26,5 años efectivos de operación a potencia y con fluencias de 58 dpa, lo que los convierte en materiales de unas características únicas para determinar como la fluencia neutrónica afecta a sus propiedades. De los internos extraídos se mecanizaran las probetas de ensayo para someterlas a ensayos de iniciación de grieta, crecimiento de grieta y tenacidad a la fractura, ensayos que serán realizados en el laboratorio sueco de Studsvik. Por su parte, en Japón, en Mitsubishi Heavy Industries (MHI), se realizarán los análisis microestructurales y de caracterización y se determinará la presencia o no de *void swelling*.

Esquema de los internos de Zorita a extraer



Probetas de ensayo a mecanizar

1/2TCT Specimens



Proyecto ZIRP.

El proyecto ZIRP, gestionado por EPRI, y en el que participan la NRC, CSN, SSM (organismo regulador sueco), operadores de centrales suecas, ingenierías belgas, operadores de centrales suizas, operadores de centrales japoneses y el MHI de Japón, es un buen ejemplo de proyecto cooperativo internacional en el que cada participante multiplicará por un factor elevado la inversión realizada. La Plataforma Tecnológica Española Ceiden tiene el honor de haber sido el promotor de este proyecto internacional de gran relevancia, y en el que empresas españolas, como el Ciemat, encargado de elaborar la especificación técnica, Gas Natural Fenosa Engineering (GNFE), Enusa y Tecnatom, ejecutores de la primera fase de este proyecto, consistente en realizar todos los estudios de viabilidad del proyecto y los análisis de determinación de la temperatura y fluencia recibida por estos internos, así como de la gestión del proyecto en el emplazamiento llevada a cabo por GNFE conjuntamente con Enresa, hasta que las piezas extraídas fueron colocadas en su contenedor de transporte para su envío a los laboratorios de Studsvik. Los resultados de estos ensayos, que estarán disponibles en tres o cuatro años, y a los que tendrán acceso tanto el CSN a través de su participación directa en el proyecto, como Unesa a través de su participación en EPRI, deberían servir para elaborar los planes de gestión de vida que se desarrollen en España para el control de este tipo de envejecimiento en aceros inoxidables del tipo ensayado, SS304, presente en los internos de las vasijas del reactor de todas las centrales nucleares españolas con excepción de Trillo, y en gran parte de las centrales de todo el mundo.

Proyecto Inconel 690

Como es bien conocido, todos los generadores de vapor cuyos tubos estaban fabricados con la aleación Inconel 600 tuvieron que ser sustituidos en España, 12 generadores de vapor en total, y en la gran mayoría, sino en todas, de las centrales nucleares de agua a presión de todo el mundo. Los tubos de los nuevos generadores de vapor se fabricaron con nuevas aleaciones tales como el Inconel 690 y el Incoloy 800. Lo mismo sucedió con las tapas de las vasijas del reactor, cuatro tapas en el caso de España, cuyas penetraciones

⁶www.ceiden.es

estaban fabricadas con la aleación Inconel 600 y con los materiales de soldadura asociados a la misma, Inconel 82/182, y que en base a la experiencia internacional eran susceptibles de presentar el mecanismo de degradación PWSCC (*Primary Water Stress Corrosion Cracking*). La sustitución de las tapas se hizo preventivamente, sin que se hubieran detectado signos de degradación en las mismas, para evitar los costosos programas de inspección. La aleación elegida para la fabricación de las penetraciones de las nuevas tapas fue el Inconel 690 y sus materiales de soldadura asociados Inconel 52/152. En el caso de un reactor, se colocó una tapa con penetraciones CRDM de Inconel 600, que será sustituida en el futuro, al igual que la del reactor que aún conserva la tapa original.

Debido a los problemas de corrosión detectados en la tapa de la vasija del reactor en la central nuclear de Davis-Besse, en EE UU, la NRC emitió la Orden EA-03-009 (11 de febrero de 2003) requiriendo unos programas de inspección muy estrictos para todos los componentes fabricados con aleaciones de base Inconel, que aplicaba tanto a las tapas con penetraciones de Inconel 600 como a las de Inconel 690, no dando crédito a la supuesta resistencia del Inconel 690 al mecanismo de degradación PWSCC.

Con objeto de mejorar el conocimiento de la resistencia al PWSCC del Inconel 690, en España se inició un estudio bibliográfico, financiado conjuntamente por Unesa y el CSN y realizado por el Ciemat, para conocer el estado del arte. De este estudio bibliográfico derivó el inicio de un proyecto de I+D financiado por EPRI y Unesa, que se llevó a cabo en el Ciemat, para determinar velocidades de crecimiento de grieta en esta aleación. Este proyecto permitió el acceso de Unesa a un macroproyecto internacional, que se realiza bajo los auspicios de EPRI, en el que laboratorios de todo el mundo están ensayando probetas fabricadas con Inconel 690 para determinar su resistencia a PWSCC.

El CSN, con objeto de aumentar el conocimiento sobre la resistencia de esta aleación a PWSCC, y para complementar el proyecto anterior de EPRI/Unesa, y también con el objeto

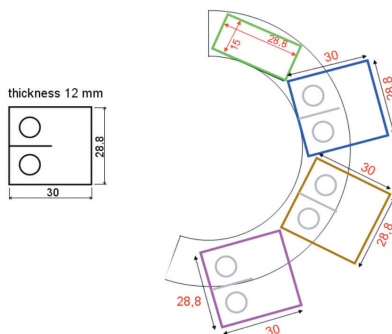
Penetración CRDM ya fabricada



Sección de la penetración CRDM con la soldadura J-groove



Esquema de las probetas de ensayo a extraer



Proyecto Inconel 690.

de poder participar en el macroproyecto internacional de I+D sobre esta aleación, firmó un acuerdo de colaboración con el Ciemat y con ENSA para iniciar otro proyecto de I+D sobre probetas extraídas de una maqueta real de una penetración de la tapa de la vasija del reactor fabricada *ad hoc*, siguiendo el mismo procedimiento que el empleado en la fabricación de las penetraciones de las tapas de vasija colocadas en los reactores en España. Esta maqueta, realizada a escala 1:1, es por tanto de características únicas, por lo que los resultados de los ensayos que se realicen sobre las probetas que se extraigan de la misma serán de la máxima relevancia en el proyecto internacional.

En este proyecto español se determinarán crecimientos de grieta en

material base Inconel 690, en material de soldadura Inconel 52/152 de la penetración a la tapa y en la zona afectada por el calor (HAZ) de la soldadura, en este caso en dos direcciones. Los resultados de este proyecto serán presentados en el macroproyecto internacional y formarán parte del informe de EPRI dentro de su programa MRP (*Materials Reliability Program*), teniendo así acceso el CSN a todos los datos que los diferentes laboratorios están obteniendo.

Los resultados de este proyecto internacional serán considerados para su incorporación en el Código ASME para la definición de nuevos criterios de inspección y de aceptación de estos materiales, y serán analizados por la NRC, presente en el proyecto mediante el patrocinio de proyectos de I+D que se llevan a cabo en diferentes laboratorios nacionales de EE UU, para establecer los nuevos criterios reguladores correspondientes.

Proyecto Hormigones de Zorita

Otros componentes estructurales de las centrales, que tienen gran relevancia desde el punto de vista de la seguridad nuclear, son las estructuras de hormigón, que constituyen barreras físicas o radiológicas o sirven de soporte para equipos relacionados con la seguridad. Existe un gran desconocimiento actualmente sobre los efectos de la radiación y la temperatura en las propiedades de estas

estructuras, que hasta hace poco se consideraban exentas de poder sufrir deterioros en los periodos de tiempo por los que puede estar en operación una central nuclear. A medida que la posibilidad de extender la vida de las centrales más allá de lo previsto inicialmente aumenta, se hace más conveniente conocer con detalle estos efectos.

Con esto *in mente*, y aprovechando la sinergia del proyecto ZIRP, varias organizaciones representadas en la Plataforma Tecnológica Ceiden, entre las que se encuentra el CSN, decidieron iniciar un estudio de viabilidad para llevar a cabo un proyecto de I+D en el que se determinara el cambio en las propiedades de estas estructuras debido principalmente a irradiación y a temperatura, así como a los efectos del ácido bórico, ensayando

probetas en laboratorio extraídas de las zonas de mayor influencia de los agentes citados, durante el proceso de desmantelamiento de la CN José Cabrera.

Las estructuras seleccionadas incluyen el blindaje biológico del reactor, el canal de transferencia del combustible, la piscina de combustible y el recinto de contención. De estas estructuras se extraerán testigos, de los cuales a su vez se prepararán las probetas de ensayo. Para los cálculos de fluencia del blindaje biológico se empleará el mismo protocolo empleado para el proyecto ZIRP, aprovechando las sinergias del mismo.

Participan en este proyecto, además del CSN, Enresa, Endesa, Instituto Eduardo Torroja del CSIC, Iberdrola y Gas Natural Fenosa Engineering.

Diferentes instituciones internacionales han mostrado ya su interés en participar en este proyecto, el cual quedará abierto a las mismas una vez que se consolide el acuerdo a nivel nacional.

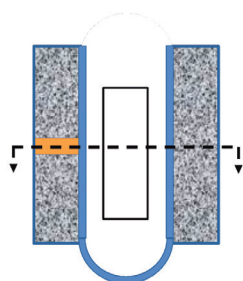
Este proyecto será el primero de su categoría a nivel internacional, al ensayar estructuras de hormigón sometidas a flujo neutrónico y a temperaturas de operación durante 26,5 años efectivos a potencia.

Como en el caso del proyecto ZIRP, el gran reto es poder aplicar los resultados a los programas de gestión de vida de estas estructuras. Si el proyecto se lleva a nivel internacional, este paso sería más fácil de realizar, por lo que de nuevo se insiste en la gran ventaja de los proyectos cooperativos en los que intervengan organizaciones de todo el mundo, en aras de aumentar el conocimiento.

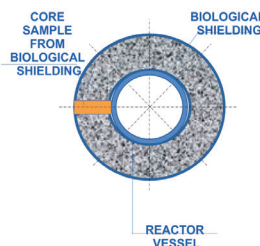
ÁREAS DE MEJORA

Gestionar el conocimiento y hacer que cristalice en la normativa que permitirá su aplicación homogénea, no es tarea fácil, ni a nivel de país, ni a nivel europeo ni a nivel mundial. De ahí el gran doble reto para un organismo regulador: de una parte participar en la adquisición del conocimiento de los materiales por las dos vías señaladas y de otra procurar que ese conocimiento se plasme en la regulación y se aplique de manera eficiente en la mejora de la seguridad. En este último punto hay mucho terreno por delante para seguir avanzando, especialmente a nivel europeo. Proyectos de I+D financiados por la Unión Europea, es decir, por todos nosotros, a través de los diferentes

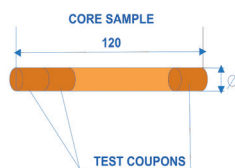
Esquema del blindaje biológico de la vasija del reactor



Esquema de los testigos a extraer del blindaje biológico



Esquema de las probetas a preparar de los testigos extraídos



Proyecto Hormigones de Zorita.

programas marco, desarrollados por laboratorios de reconocido prestigio, generalmente de varios países, y que producen datos técnicos de gran relevancia en todos los campos relacionados con la seguridad nuclear, y en especial en el relativo a los materiales estructurales, carecen del eslabón final que permita que todo ese conocimiento adquirido por vía de la I+D cristalice en la normativa correspondiente que permita su aplicación a los titulares de las centrales nucleares y a su regulación por parte de los organismos reguladores correspondientes. Esto es de especial relevancia toda vez que la extensión de vida de las centrales nucleares más allá del tiempo de vida previsto inicialmente, es una posibilidad cada vez más cercana en muchos países, por lo que los resultados de I+D sobre los mecanismos de envejecimiento de los materiales estructurales de estas centrales no pueden quedar en un limbo sin obtener un beneficio neto que permita regular con todas las garantías esta potencial extensión de vida. Es necesaria una armonización a nivel europeo de las metodologías de gestión de vida y, en su caso, de extensión de vida, que

tienen que estar fundamentadas en la I+D.

La constitución de un ente de normalización europeo, que elabore la normativa que se derivaría del conocimiento adquirido a través de la I+D, sería un camino a considerar. Como esto, que sería lo óptimo, no es alcanzable en un periodo corto de tiempo, en el contexto actual sería deseable una mayor presencia de los organismos reguladores en los proyectos de I+D financiados con fondos de la Unión Europea, con objeto de que los resultados sean trasladables a la regulación de cada país en la forma que se considere más oportuno. La existencia de plataformas tecnológicas a nivel europeo que establecen los programas de I+D a desarrollar es un avance significativo para esta finalidad, pero se necesita profundizar, como ya quedó reseñado, en el traslado de todo el conocimiento adquirido a códigos, normas o guías de fácil aplicación. Un ejemplo ilustrativo, pero no el único, de lo anterior es el proyecto Nuegna, financiado en parte por la Unión Europea, en el que los organismos reguladores no están participando, por lo que los resultados obtenidos difícilmente serán de aplicación en los procesos de evaluación que se lleven a cabo por parte de los organismos reguladores.

Lo mismo sucede en el ámbito de los programas nacionales, que representan la mayor parte de la I+D nuclear: los países a través de sus centros de investigación, laboratorios, universidades, etc. realizan I+D sobre materiales estructurales. Los resultados de tales proyectos son presentados en talleres y conferencias internacionales organizadas para transferir ese conocimiento a los demás, pero aquí de nuevo falta el eslabón final que permita analizar los datos obtenidos en los diferentes proyectos, los sitúe en contexto, y elabore las guías, documentos técnicos o normas que hagan posible su aplicación. El fomento y potenciación de proyectos cooperativos internacionales, a través de los foros ya existentes, con un compromiso firme por parte de todos los países presentes en estos foros, ayudaría por un lado a reducir costes y por otra parte aumentaría la credibilidad de unos resultados provenientes de una cooperación internacional que alcanzan conclusiones comunes. ■

Todos los esquemas que aparecen en este artículo han sido preparados por Alfonso Fernández Llorente, del CSN.