

INTEGRIDAD DE VASIJAS. EL CASO DE FLAMANVILLE

Jorge Aldama

INTRODUCCIÓN

Entre 2015 y 2017 la Autoridad de Seguridad Nuclear francesa, ASN, y el Instituto de Radioprotección y Seguridad Nuclear francés, IRSN, publicaron varias notas (ver referencias) sobre el problema detectado en la fabricación del fondo y de la tapa de la vasija de reactor EPR de EDF, que se está construyendo en Flamanville, en el norte de Francia, y la solución adoptada.

En esta nota se describe la problemática referida, y la solución dada a la misma, tras hacer una breve introducción de aquellos aspectos sobre integridad de vasijas que son de interés para mejor comprensión de lo que aquí se describe.

INTEGRIDAD DE VASIJAS. ASPECTOS GENERALES

Entre los distintos requisitos establecidos para asegurar la integridad de los componentes de la barrera de presión del refrigerante en reactores de agua ligera, se encuentran los referidos a la tenacidad a la fractura de los materiales de estos componentes. Estos requisitos revisten carácter especial en el caso

del material de la vasija del reactor, ya que éste, al estar sometido a radiación neutrónica, va experimentando una progresiva fragilización a lo largo de su vida útil.

La irradiación neutrónica origina cambios en las propiedades mecánicas de los aceros y soldaduras de la vasija. La magnitud de dichos cambios se puede cuantificar por medio de modelos empíricos desarrollados sobre la base de los datos procedentes de ensayos de materiales irradiados en reactores experimentales, o a partir de datos procedentes de irradiaciones de cápsulas de vigilancia que se ubican en los reactores comerciales.

La vida útil de una central nuclear se determina a partir de aquellos factores que proporcionan un margen de seguridad aceptable para la operación de la planta, y que permiten la producción de electricidad con un coste razonable. Por consiguiente, es necesario conocer aquellas variables que afectan a las propiedades mecánicas de la vasija, y los parámetros que se utilizan para evaluar su integridad y predecir su vida remanente. El objetivo es la explo-

tación de la central de forma segura y la producción de electricidad con un factor de utilización alto.

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

Por estas razones, es importante que la vasija de presión del reactor se fabrique con los materiales apropiados para cumplir con los requerimientos de diseño y de funcionamiento. Una alta sensibilidad del material de la vasija a la irradiación neutrónica restringe el rango de operación en presión y temperatura. Los límites de operación (P-T) deben revisarse periódicamente durante la vida del reactor para estimar el valor adecuado de los parámetros de trabajo y así proteger la vasija contra la ruptura frágil.

El establecimiento de los límites de seguridad de una vasija, en operación normal y bajo condiciones de prueba, requiere disponer de información veraz sobre las propiedades mecánicas del material de la vasija.

Los efectos de la irradiación neutrónica se evalúan mediante probetas de material tomadas de las zonas críticas de la vasija en cuestión, que se irradian a fluencias y temperaturas representativas de las condiciones del reactor. Los resultados de los ensayos de estas probetas se comparan con los resultados de ensayos de probetas que se han guardado sin irradiar con objeto de cuantificar el cambio en las propiedades mecánicas.

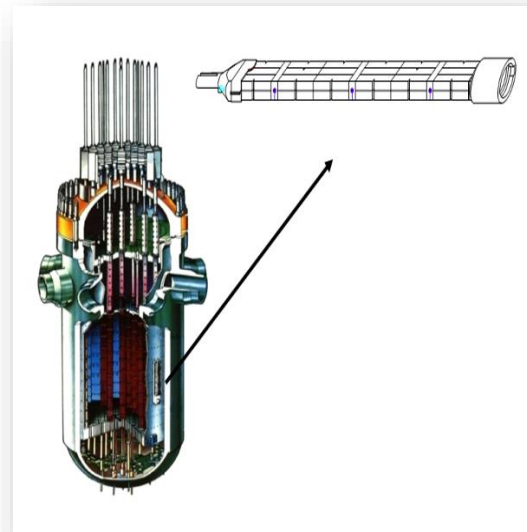


Fig. 1. Vasija y cápsula para vigilancia de la fragilización

La condición de la vasija se vería afectada por con la posible consideración de defectos / grietas en el material estructural de la vasija. Es por ello que, además de los programas de vigilancia, la vasija es sometida, tanto antes de iniciar su operación como durante la misma, a inspecciones periódicas, mediante ensayos no destructivos, orientadas a detectar esos posibles defectos y así tomarlos en consideración a la hora de garantizar la integridad de la vasija a lo largo de su vida útil.

LA VASIJA DE FLAMANVILLE

En 2006 se publicó un cambio, en la reglamentación francesa, aplicable a la fabricación de vasijas nucleares: Se requiere un control de fabricación más detallado y traceable. Sin embargo, la concreción práctica de cómo llevar a cabo la aplicación de esta normativa tomó su tiempo y no pudo aplicarse a la fabricación del fondo y tapa de la vasija de Flamanville 3, que se realizó en 2007.

Tiempo después, a finales de 2012, Areva-NP, el fabricante de la vasija, concluyó que la única forma de proceder era recurrir a comprobar en un pieza semejante, la fabricada de igual manera para la tapa de un reactor EPR para EEUU, cuál sería el resultado de este incremento de inspección requerido por la norma. Descubrieron un problema potencial: Había zonas del acero de la vasija que tenía un contenido en carbono superior al especificado, segregaciones, lo cual afecta a la resistencia frente a la fractura frágil.

Areva-NP y la ASN trabajaron conjuntamente en el análisis del material. Adicionalmente se sacrificaron también una tapa de vasija de un reactor para Reino Unido y un fondo de vasija para un reactor para EEUU. Tras los análisis y cálculos realizados se acabó dando por buenas las piezas si bien deberán realizarse inspecciones en servicio con un alcance mayor al inicialmente previsto.

En lo que sigue se describe la fenomenología, los ensayos y análisis realizados y los resultados de los mismos y conclusiones acordadas.

Fenomenología

El mayor contenido en carbono afecta a la tenacidad a la fractura. Todos los aceros y en concreto los aceros comúnmente utilizados en los recipientes de presión nucleares cuando están a temperaturas muy frías aguantan menos que en caliente la tensión a la que puedan estar sometidos. En frío rompen de manera frágil, como cuando se martillea un cristal mientras que en caliente se estiran, al menos hasta hasta cierto límite, de forma dúctil como en un ensayo típico de tracción. La rotura frágil se produce por crecimiento de una grieta. Cuanto mayor sea la grieta antes se alcanzará el tamaño crítico o de rotura.

El cambio de comportamiento del acero, de frágil a dúctil viene determinado por la llamada temperatura de transición de frágil a dúctil o de ductilidad nula ("Nil Ductility Temperature", NDT, Fig. 2).

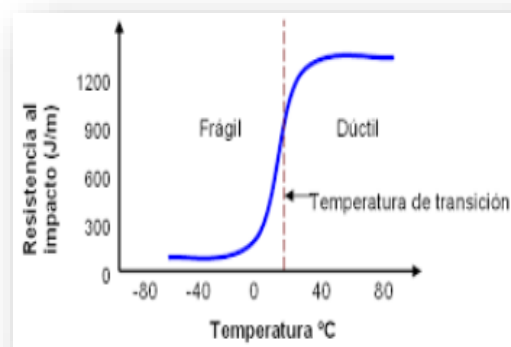


Fig. 2 Temperatura de transición de frágil a dúctil.

Por supuesto la zona de trabajo de las vasijas está a una temperatura más alta que esta temperatura, por lo que si la fabricación es correcta no se postula la fractura de la vasija.

Al elevar el contenido de carbono del acero, se eleva la NDT acercándola a la zona de operación y por tanto reduciendo los márgenes existentes o haciendo inviable el diseño de la propia vasija.

Pero el análisis es algo más complejo. Del lado del material, la fractura frágil está determinada por el balance de la energía en la propagación de grietas. Para cada composición del acero, daño neutrónico y temperatura hay un parámetro crítico, K_{IC} , tenacidad a la fractura (Fig. 3), que no debe superarse para que no haya riesgo de rotura. Para la determinación de este parámetro hay que hacer ensayos destructivos normalizados, Charpy y Pellini. Del lado de las condiciones de servicio, influyen la geometría de la pieza y la carga mecánica a la que está sometida, mayormente de decremento / incremento de temperatura. Para cada uno de los transitorios y tamaño de grieta se calcula un factor de intensidad de tensiones, K_I , que hay que comparar con el K_{IC} anterior. El tamaño crítico de grieta, con los consiguientes coeficientes de seguridad que imponen los códigos de diseño, será aquel que iguale K_I con K_{IC} .

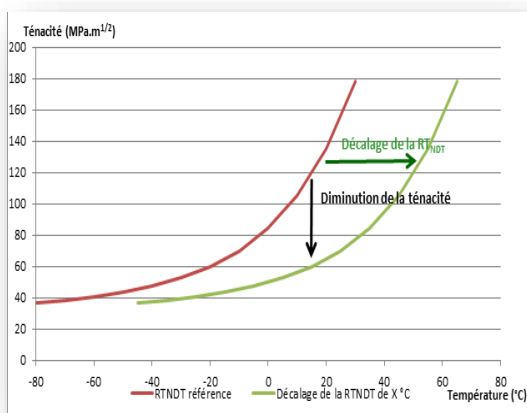


Fig. 3: Modificación de la tenacidad por la segregación de carbono.

La fabricación del fondo y tapa de la vasija, los casquetes, no es fácil y se emplean varios años en hacerlos. Son casquetes esféricos que se realizan por forja a partir de una sola pieza de acero. La pieza inicial se obtiene por solidificación de una colada que tiene la composición deseada, pero como el enfriamiento no es uniforme ni instantáneo da lugar a variaciones de la concentración de los distintos elementos que lo componen, supuestamente pequeñas. Antes del forjado final el material de la cabeza es una tableta de 5,8 m de diámetro por 33 cm de espesor partiendo de un peso de colada de 150 Tm. Dada la dimensión de la pieza se cambió el proceso de fabricación de la colada, desde el sistema de solidificación dirigida, empleado hasta ahora, a uno más tradicional.

Análisis y ensayos

En 2014 EDF decidió hacer el análisis sobre un casquete que tenía preparado para una central americana, de proceso de fabricación comparable al del Flamanville, a modo de casquete de sacrificio y se concluyó que la segregación de carbono era mayor que la admisible y decidieron extender el análisis a otros dos casquetes. Se obtuvieron resultados parecidos.

A la vista de lo anterior, se realizaron varias actuaciones para caracterizar el material en la zona de segregación. La primera actuación fue comprobar que las pequeñas diferencias de fabricación de los casquetes de sacrificio, puesto que siempre hay diferencias, no afectaban a la posible segregación. La segunda consistió en revisar el mí-

nimo tamaño de grietas detectable. En la tercera actuación se cortaron trozos, los llamados cupones y probetas, para hacer análisis químicos y pruebas de ensayos de resistencia. Estos análisis se hicieron a lo largo de dos años: se hicieron unos 1500 de los primeros y 1700 de los segundos, en conversaciones con la ASN.

Como ha quedado dicho, los ensayos para determinar la NDT y la tenacidad son los ensayos Charpy y el de caída de peso de Pellini. En la figura 4 se ven ambas máquinas de ensayo.



Fig. 4 Máquina de ensayos Charpy y Pellini

Quedó determinado que la zona afectada tiene un diámetro de 1,6 metros y un espesor de 1/3 del total, con un contenido de carbono puntual posible máximo del 0,32% sobre un valor nominal especificado de 0,18% y máximo del 0,22%.

Los ensayos de probetas determinaron que la NDT es de entre una y varias decenas de grados superior al del material especificado.

En el diseño original basta con comprobar que la operación y los transitorios mantienen una temperatura que corresponde a la zona dúctil de comportamiento del acero. Como éste no era el caso se precisó un análisis de detalle transitorio a transitorio, determinando los valores de K_I a lo largo de los mismos, verificando que están por debajo de la curva de K_{IC} como se muestra en la figura 5. Los transitorios más limitantes son los de enfriamiento brusco por actuación de la inyección de seguridad y los de calentamiento local en condiciones post-accidente. Se analizaron y discutieron con la ASN, 10 de enfriamiento y 7 tipos de transitorio de calentamiento.

Resultados de los ensayos y cálculos y conclusiones

Tras los análisis efectuados, tanto de los ensayos como del cálculo de transitorios, todos ellos contrastados y discutidos con la ASN, se concluyó que el factor de seguridad es mayor que el requerido por los códigos de diseño. Si bien ese factor de seguridad se ha reducido en relación con el original de diseño, la operación es completamente segura.

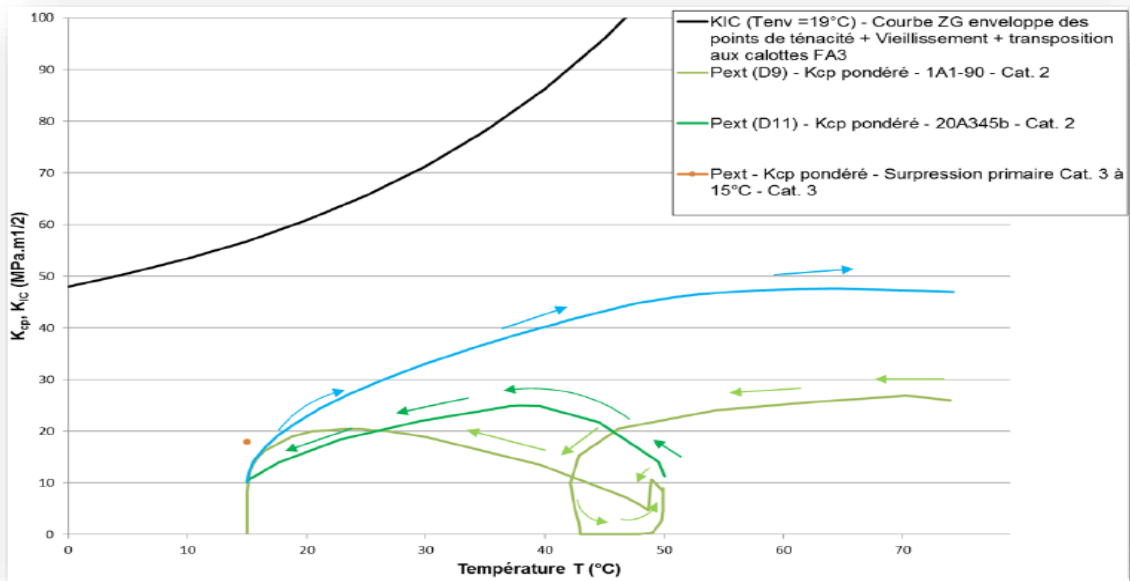


Fig. 5: Análisis de transitorios

Para compensar el primer principio de defensa en profundidad, que dice que la vasija tiene que estar fabricada con las mejores técnicas posibles, de ahí que no se postule su rotura, la ASN impuso una mejora de la segunda barrera: incrementar el alcance de la inspección en servicio para asegurar, en todo momento, que el tamaño de las grietas que se puedan generar durante la operación no excederán del tamaño máximo admisible.

A lo anterior debe añadirse la garantía de que es inspeccionable el 100% tanto de la tapa como del fondo de la vasija. La tapa ofrece la dificultad de las penetraciones lo que hace difícil su inspección con las técnicas convencionales. Si cuando deba inspeccionarse no puede garantizarse la inspección del 100% deberá procederse a su sustitución por una nueva.

REFERENCIAS

Dossier de la ASN con trece entradas:

<https://www.asn.fr/Informer/Dossiers-pedagogiques/Anomalies-de-la-cuve-de-l-EPR-et-irregularites-usine-Creusot-Forge-de-Framatome/Anomalies-de-la-cuve-de-l-EPR>

WEB del ISPN sobre el tema:

http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_gp/gp-equipements-sous-pression/Pages/Rapport-ASN-DEP-IRSN-Consequences-anomalie-cuve-reacteur-EPR-Flamanville-3_201706.aspx#.Wz0Hfrqnr6k

Página WEB de Framatome-NP

http://www.framatome.com/FR/busin_essnews-434/qualite-des-fabrications-des-composants-des-reacteurs-nucleaires-focus-sur-la-cuve-du-reacteur-epr-de-flamanville-3.html