

CORROSIÓN BAJO TENSIÓN EN COMPONENTES DE PLANTAS NUCLEARES

GONZALO DE DIEGO VELASCO

Coordinador de la Unidad de Caracterización Microestructural y Microanálisis de la División de Materiales de Interés Energético.
Dr. Ciencia de Materiales e Ingeniería Metalúrgica.
CIEMAT



SUSANA MERINO OVIEDO

Investigadora de la División de Materiales de Interés Energético.
Dr. Ciencia de Materiales e Ingeniería Metalúrgica.
CIEMAT



INTRODUCCIÓN

La corrosión bajo tensión más conocida como SCC (*Stress Corrosion Cracking*) es un fenómeno de degradación que afecta a numerosos componentes metálicos y se define por la aparición de agrietamientos que pueden propagarse muy rápidamente y por consiguiente afectar a la operatividad de cualquier instalación. Este proceso se da en cualquier componente que esté sometido a tensiones de tracción, a un medio agresivo y con un material potencialmente susceptible. En definitiva, SCC es un fenómeno complejo y sinérgico de factores mecánicos, electroquímicos y metalúrgicos. En este artículo abordaremos la problemática del mecanismo de SCC en plantas nucleares y que componentes son más críticos a este proceso.

El fenómeno de agrietamiento por corrosión bajo tensión es definido como la **iniciación y el crecimiento** subcrítico de grietas en aleaciones susceptibles bajo la influencia de tensiones de tracción en un medio corrosivo, **Figura 1**. Se han identificado dos modalidades de SCC cuyo mecanismo puede manifestarse en un componente mediante cualquiera de las dos morfologías: la intergranular, que se desarrolla a lo largo de los límites de grano, o la transgranular, que se extiende a través de los granos. En ocasiones, los modos se combinan o se alternan. El agrietamiento por corrosión bajo tensión intergranular (IGSCC) y el agrietamiento por corrosión bajo tensión transgranular (TGSCC) pueden manifestarse en la misma aleación, dependiendo de la evolución del medio, la microestructura de la aleación o el estado de tensión/deformación. Algunas aleaciones son más inmunes

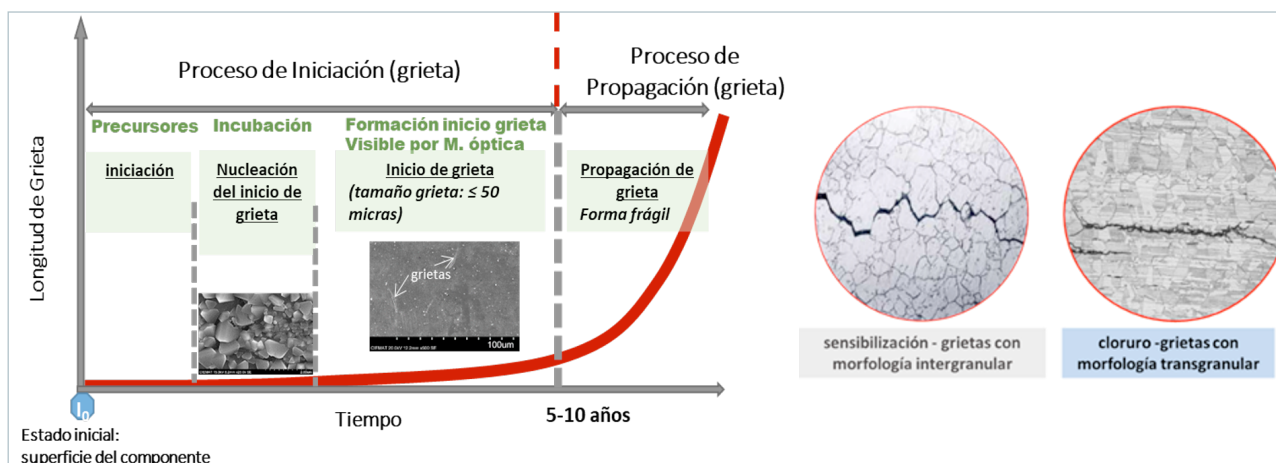


Figura 1. Esquema del mecanismo de SCC. Parámetros que afectan al proceso de iniciación y propagación de grieta con el tiempo. Diferencias en la morfología de grietas generadas por SCC en material sensibilizado y sin sensibilizar en presencia de cloruros.

que otras a este proceso de SCC. Por ejemplo, la mayoría de los aceros inoxidables ferríticos y dúplex (fundiciones de acero inoxidable y soldaduras que contienen altos niveles de ferrita delta) son altamente resistentes al SCC.

Influencia del medio

Varios parámetros relacionados con el medio o refrigerante, como son, la presencia de diversos contaminantes, la conductividad y el potencial electroquímico (ECP), influyen sobre el mecanismo de SCC. Por ejemplo, la presencia en el medio de iones cloro pueden favorecer la aparición de Trans-Granular Stress Corrosion Cracking (TGSCC), sobre todo en los aceros inoxidables austeníticos que son altamente susceptibles en presencia de este contaminante. Este mecanismo también denominado CISCC (Chloride Stress Corrosion Cracking), está fuertemente influenciado por la concentración de oxígeno y la temperatura. Es más, sin la presencia de oxígeno el mecanismo de CISCSC está muy impedido y, por el contrario, si la concentración de oxígeno en el medio aumenta, los niveles necesarios de cloruros para que se produzca la iniciación pueden ser tan bajos como del orden de ppm.

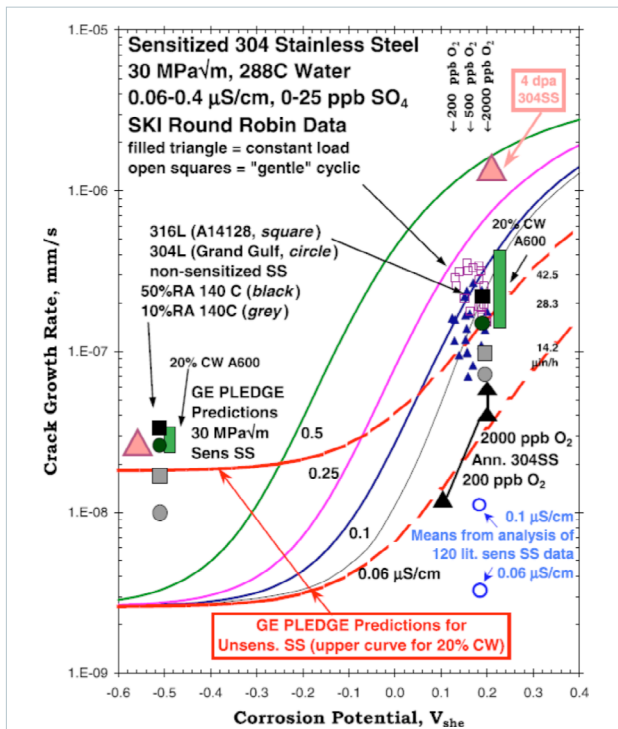


Figura 2. Velocidad de crecimiento de grieta (CGR) con el potencial electroquímico (ECP) en aceros inoxidables [1].

Por tanto, controlando de forma certera la conductividad del refrigerante y el potencial electroquímico podemos minimizar la aparición de cualquier mecanismo de SCC, **Figura 2**. En cualquier caso, hay que considerar que en el entorno local dentro de una grieta ya formada o en conducciones estancadas estas variables pueden dispararse y producir un incremento de la propagación de la grieta incipiente ya formada.

Por otro lado, los componentes que forman los denominados internos, la mayoría de aceros inoxidables austeníticos [2], están sometidos a un medio más agresivo

debido a la irradiación neutrónica que tiende a producir radicales oxidantes, como H_2O_2 y O^{3+} , que incrementan la conductividad y el potencial electroquímico. Recordemos que el potencial electroquímico es una medida termodinámica que indica la tendencia de un material a sufrir una reacción de corrosión en determinadas condiciones fijas. La química del refrigerante de los PWR y BWR por medio de inyección de hidrógeno palia en parte el incremento de estas dos variables. La radiólisis del agua que pasa por el núcleo da lugar a una gran concentración de H_2 , O_2 , H_2O_2 y otros radicales libres ya mencionados. Estas especies oxidantes son las que van a marcar el potencial electroquímico existente en el medio donde se ubican todos los materiales estructurales. En el caso de los PWR, el potencial electroquímico de un acero inoxidable austenítico con una química de agua del primario es inferior a -230 mV (SHE). Cuando el potencial es inferior a -230 mV (SHE), no es posible la aparición de IGSCC en el acero inoxidable sensibilizado térmicamente.

Influencia de la tensión

La existencia de tensiones de tracción es un factor intrínseco a todos los componentes estructurales presentes en las CC.NN y aunque se pueden minimizar, su desaparición es imposible. Existen varios tipos de tensiones en los componentes: las introducidas inicialmente por la fabricación, ajuste, montaje y soldadura; las relacionadas con la operación: mecánicas, presión del refrigerante en cada punto, tensiones térmicas debidas a transitorios, y por último, las debidas a procesos ya iniciados de corrosión: productos de corrosión acumulados en el vértice o punta de la grieta y en los resquicios de determinadas geometrías, componentes como válvulas, soldaduras socket, etc. incrementando la velocidad de propagación de la grieta.

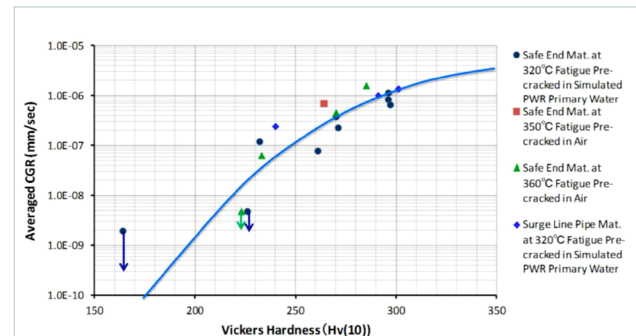


Figura 3. Efecto de la dureza Vickers en la velocidad de crecimiento de grieta CGR por SCC para un acero inoxidable tipo 316L trabajado en frío por laminación. Medio: agua del primario a 320 °C [3].

Todos estos factores pueden producir localmente tensiones residuales superficiales por encima del límite elástico del material e incluso deformaciones plásticas que pueden inducir a cambios microestructurales que incrementen la susceptibilidad a SCC, **Figura 3**. En cualquier caso, para que un componente desarrolle un mecanismo de SCC, las tensiones existentes tienen que desarrollar un factor de intensidad de tensiones K_{ISCC} por encima de un valor umbral que está relacionado con el tipo de aleación y su entorno.

Influencia del material

Uno de los factores más importantes para desarrollar SCC es sin duda la metalurgia de la aleación y aquí entran variables como, la composición, el tratamiento térmico y acabado superficial. Todas las aleaciones presentes en los reactores de agua ligera son susceptibles a SCC: aceros inoxidables austeníticos, aleaciones base de níquel y aleaciones de soldadura.

Uno de los mecanismos más conocidos y que afectan a los inoxidables austeníticos no estabilizados es el denominado, **sensibilización**. Este mecanismo se produce cuando estas aleaciones se someten a temperaturas en el intervalo de 450-850 °C durante un periodo de tiempo suficiente, dependiendo de la temperatura y del contenido en carbono de la aleación, **Figura 4**. El proceso se inicia con la difusión de carbono hacia los límites de grano incrementando en estas áreas la concentración de carbono. Al alcanzar el límite de solubilidad, el carbono se combina con el cromo de la aleación formando precipitados de estequiometría $M_{23}C_6$, siendo M principalmente el cromo, aunque también puede contener otros elementos metálicos de la aleación. La cantidad de cromo necesaria para formar este precipitado es muy grande, casi 6 átomos de cromo por cada átomo de carbono.

El resultado es la formación de un rosario de precipitados de cromo alrededor del límite de grano de la aleación quedando una franja adyacente con una concentración de cromo muy baja <11%, valor umbral para considerar que un acero sea inoxidable. Dado que el material no tiene alrededor del límite de grano suficiente cromo para quedar protegido o pasivado por medio de la formación de una capa de óxido de cromo protectora, el material es muy susceptible al mecanismo de IGSCC y se dice, por tanto, que el material es sensible o está sensibilizado a este proceso. En realidad, tenemos a nivel microestructural un par galvánico, siendo el ánodo la zona empobrecida en cromo, no pasivada, y el cátodo, el resto de la superficie del material que es un área mucho mayor y totalmente pasivada. Este fue el motivo por el cual, surgieron los aceros inoxidables estabilizados con el compromiso de dejar el cromo sin posibilidad de combinarse con el carbono. De esta forma, existen aleaciones austeníticas con muy bajo carbono, o con otros elementos de aleación con mayor avidez por el carbono, como el Ti y Nb principalmente. Aun así, estas aleaciones estabilizadas no están exentas del fenómeno de IGSCC si presentan bajas relaciones de estabilización. Además, en aleaciones trabajadas en frío (acritud) este mecanismo puede ser todavía más perjudicial y agresivo debido a que influye directamente en su capa pasiva facilitando la permeación de oxígeno a través de los límites de grano [4]. Se han observado fenómenos de IGSCC en aceros inoxidables estabilizados con un alto grado de trabajado en frío, "cold work" (CW).

El primer caso notificado de IGSCC, fue en la planta americana de Dresden-1 BWR. Posteriormente fue observado en otras plantas americanas. Todos estos fallos se dieron en zonas afectadas térmicamente por soldaduras en tuberías de acero inoxidable austenítico, tipo 304. Por otro lado, las aleaciones 600 y X-750 han sufrido IGSCC en reactores PWR, por ejemplo, tubos de generadores de vapor, penetraciones de la tapa de la vasija, RPV, pasadores partidos, etc. En componentes distintos de los internos, la

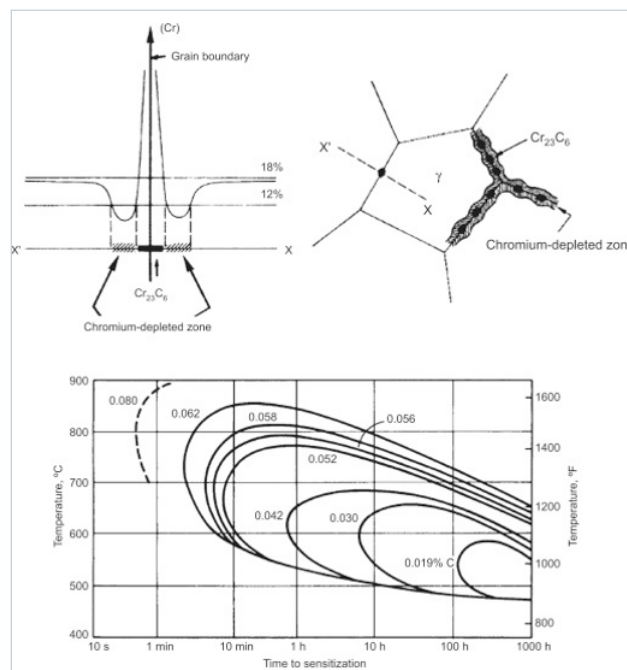


Figura 4. Diagrama TTT (Tiempo, Temperatura, Transformación) donde se observa el campo de precipitación de carburos de cromo. Cuanto menor es el porcentaje de carbono, este campo se desplaza hacia la derecha.

aleación 182 también ha sufrido IGSCC en aplicaciones en las que estaban presentes tensiones residuales de soldadura y tensiones aplicadas bastante elevadas. Debe asumirse de forma conservadora que la aleación 182 expuesta a condiciones normales de refrigerante es susceptible a IGSCC. Un resumen de la experiencia operativa en relación a los casos de SCC pueden encontrarse en la referencia [5].

PROYECTOS DE INVESTIGACIÓN SOBRE SCC DESARROLLADOS EN EL CIEMAT

CIEMAT a través de la División de Materiales de Interés Energético, ha llevado a cabo desde hace más de 35 años numerosas actividades relacionados con fenómenos de degradación ocurridos en plantas energéticas del sector nuclear. Todas ellas han estado enmarcadas dentro de programas internacionales promovidos por EURATOM (Programas Marcos de la UE y Horizonte 2020), Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), Contratos con laboratorios internacionales (Halden, Crieipi), también en colaboración con el Sector Eléctrico Español, UNESA y CSN, así como Planes Nacionales de I&D. La SCC puede afectar a casi todos los componentes de los reactores de agua ligera siendo los materiales con mayor importancia debido a su extensión y número de componentes, muchos de ellos estructurales, las aleaciones austeníticas, principalmente aceros inoxidables y aleaciones base Níquel.

En cualquier caso, la actuación sobre cada tipo de aleación ha conseguido disminuir la susceptibilidad a SCC en tuberías de aceros inoxidables austeníticos y en los tubos de generadores de vapor de los reactores PWR. Ensayos de laboratorio realizados en el CIEMAT [6] demostraron que la

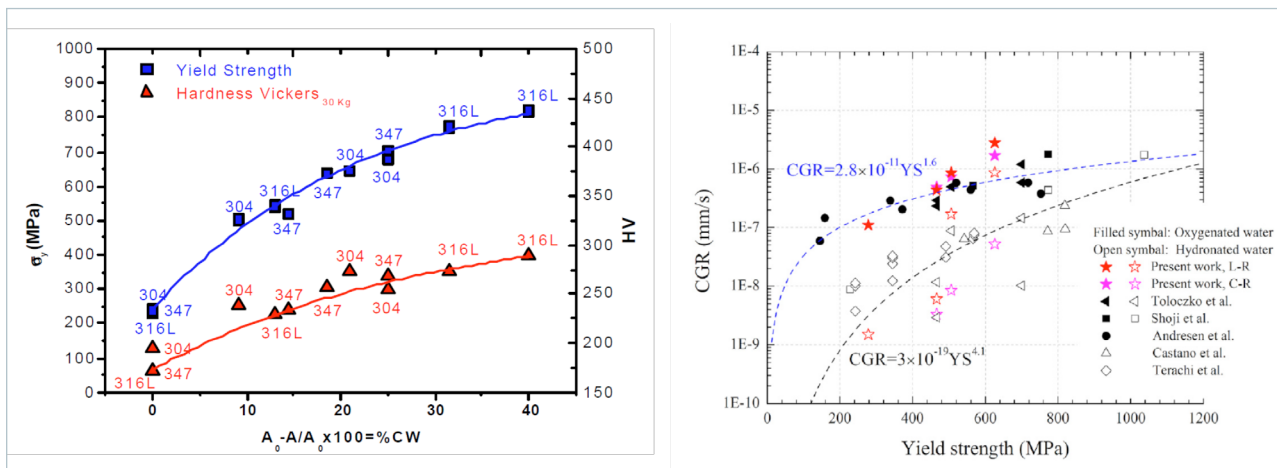


Figura 5. Incremento del grado de endurecimiento por trabajado en frío con el límite elástico para aceros inoxidables austeníticos. Velocidad crecimiento de grieta del 316L SS en función del límite elástico. Datos de la Literatura [10].

aleación 690, en primer lugar, y la aleación 800 presentaban un mayor signo de resistencia a PWSCC ("Primary Water Stress Corrosion Cracking") que la aleación 600. De esta forma, los reemplazos de muchos generadores de vapor por problemas de agrietamientos en el haz de tubos se hicieron con aleación 690 y aleación 800.

Desde el punto de vista tensional la susceptibilidad a SCC se incrementa cuando el material presenta unas propiedades mecánicas elevadas. Esta observación se apreció inicialmente en aceros inoxidables austeníticos cuando presentaban un alto grado de trabajado en frío. Ensayos de laboratorio con material endurecido mediante deformación plástica a temperatura ambiente (laminación o tracción) han demostrado el aumento de la susceptibilidad a SCC con el grado de trabajado en frío (Cold Work) [7, 8], **Figura 5**. Este mecanismo de endurecimiento también se da, de forma paulatina, en materiales sometidos a la irradiación neutrónica. El desplazamiento de los átomos de la red cristalina al ser bombardeadas por los neutrones, generan defectos que evolucionan con un incremento en la aleación de dureza, límite elástico y resistencia mecánica. Además, la existencia de estos defectos creados por la irradiación, producen mecanismos de segregación y difusión en límite de grano, dando lugar a un proceso de empobrecimiento en cromo en las zonas adyacentes a los límites de grano. Este mecanismo similar al de sensibilización explicado anteriormente produce un incremento de la susceptibilidad a SCC. Al ser un mecanismo diferente relacionado con la irradiación se le denominó IASCC ("Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking"). Son muchos los ensayos y análisis que se han realizado para explicar este proceso cuyo efecto directo es la alteración microestructural por la irradiación neutrónica (creación de una alta densidad de dislocaciones de bucle, cavidades y huecos), un incremento en las propiedades mecánicas (hardening) y un cambio de composición en el límite de grano (Radiation Induced Segregation, RIS) [9].

En condiciones de agua del reactor ultrapura con una conductividad cercana a 0,055 mS/cm a 25 °C, las aleaciones austeníticas no deberían de ser propensas a SCC. Sin embargo, la química del primario está expuesta a variaciones fundamentalmente debidas a la radiólisis del agua por la radiación de tipo gamma generada por la reacción de fisión.

Los radicales generados por la radiólisis del agua tienen gran capacidad oxidante (peróxido de hidrógeno y oxígeno fundamentalmente) que tienen la capacidad de incrementar el potencial de corrosión. Además, la química del agua del refrigerante puede alterar la capa de óxido protectora que protege de la corrosión de estos materiales, **Figura 6**. La División de Materiales del CIEMAT mediante proyectos de investigación financiados por la UE (PERFECT, PERFORM60 y SOTERIA) se centró en el estudio de cómo los procesos de oxidación de los aceros inoxidables austeníticos en condiciones de primario, influían como etapa previa en el desarrollo posterior de los mecanismos de corrosión bajo tensión asistida por irradiación. Este mecanismo de oxidación que afecta únicamente a los componentes internos de los reactores depende de varios parámetros relacionados con la química del refrigerante: efecto de la temperatura, concentración de hidrógeno, litio y boro, parámetros que pueden variar bruscamente en condiciones de transitorios durante el funcionamiento de la planta y son posibles causas de inicio de SCC. El efecto del hidrógeno es beneficioso, pues implica la disminución del potencial de corrosión, pero aparecer otros factores alternativos. Es conocido que la disminución del potencial hasta valores que pueden considerarse reductores afecta a la solubilidad de las capas de óxido protectoras, lo que lleva consigo un incremento de la conductividad del medio y un aumento de la actividad radiológica. Sin embargo, la química de hidrógeno en cualquier tipo de reactor LWR reduce el potencial de corrosión del medio y mitiga la iniciación de SCC. Existen otras maniobras durante transitorios y paradas o en recarga, como son la inyección de metales nobles y lechadas a base de sílice coloidal, aunque en algunos casos están en entredicho.

Además, CIEMAT también ha estado involucrado durante años en proyectos de investigación relacionados con los mecanismos de degradación de los generadores de vapor y penetraciones de la tapa de la vasija, **Figura 7**. Cabe citar la colaboración con EPRI (Electric Power Research Institute) centrada en el comportamiento de la aleación base níquel 690. La División de Materiales del CIEMAT realizó ensayos de velocidad de propagación de grietas en condiciones de primario. Los resultados pusieron de manifiesto las mejores propiedades de esta aleación, frente a la aleación 600, por

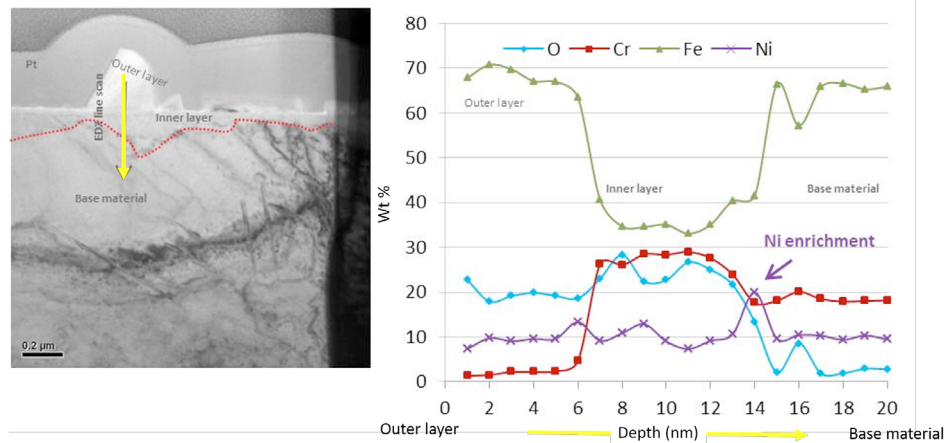


Figura 6. Análisis mediante EDX de las capas de óxido generadas en un acero inoxidable austenítico en condiciones de agua de primario (SOTERIA).



Figura 7. Probetas obtenidas de CRDM tubo, aleación 690.

lo que está sustituyendo debido a su mejor comportamiento frente a corrosión bajo tensión. En este mismo ámbito, bajo un proyecto de colaboración con CSN y ENSA, se realizaron ensayos con probetas obtenidas de diferentes zonas de una maqueta que simulaba las penetraciones de la tapa de la vasija. Estas zonas fueron la soldadura entre el tubo de Inconel 690 de la penetración y el material de vasija y la zona afectada térmicamente.

La aparición de agrietamientos por SCC es un fenómeno que actualmente ha cobrado una mayor inquietud por la aparición de estos defectos en tuberías pertenecientes a diversos componentes. En una inspección realizada en la central francesa de Civaux, en el año 2021, se detectaron numerosos agrietamientos por ultrasonidos (UT) en varias soldaduras del sistema de refrigeración de emergencia del reactor nº 1. Las grietas fueron localizadas en áreas cercanas a las soldaduras de los codos de la tubería, **Figura 8**. Para determinar el origen de estos agrietamientos, estas áreas fueron cortadas y llevadas a los laboratorios de EDF para su posterior análisis metalográfico. El resultado fue que el mecanismo de estos agrietamientos era debido a procesos de SCC. A partir de esta evaluación, EDF empezó una campaña de investigación que incluía la verificación de todos los archivos de fabricación y manufactura, así como, la revisión de los procedimientos de control sobre todo en las soldaduras de esta naturaleza. El resultado llevó a cerrar de forma preventiva el reactor nº 2 donde se descubrieron similares indicaciones y posteriormente otros reactores similares, de 1450 MWe, como el de la central nuclear de Chooz B, en las Ardenas [11].

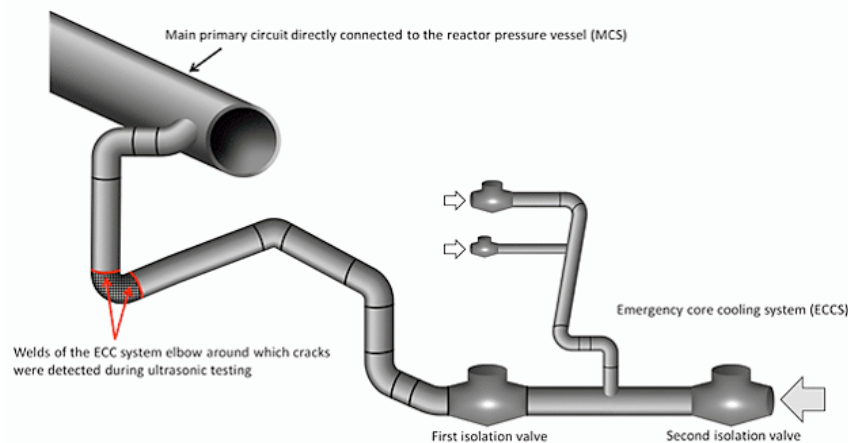


Figura 8. Conexión del sistema de refrigeración del núcleo de emergencia a la rama fría de un bucle del circuito primario principal [12].

ANÁLISIS DE FALLOS EN CC.NN ESPAÑOLAS

Es importante señalar, la labor que la División de Materiales de Interés Energético lleva realizando, a través de Contratos de Prestación de Servicios a la Investigación con las CC.NN españolas, en materia de estudios y análisis de fallo de componentes que, en el transcurso de alguna inspección presentaron anomalías o fallos destacados. En relación a los mecanismos de corrosión bajo tensión son numerosos los componentes analizados. Muchos de ellos relacionados con soldaduras tipo "socket" [13], **Figura 9**, tubing de análisis o de control de fugas, conexiones a válvulas, donde en muchos casos se producen tiempos prolongados con poco flujo o aguas estancadas. Este tipo de conexiones soldadas tipo enchufe (*socket*) son muy susceptibles a los mecanismos de corrosión bajo tensión debido a que se dan las tres variables necesarias para producirse: tensiones residuales producidas durante el proceso de soldadura, un material muy susceptible debido al tratamiento térmico derivado de la soldadura y un medio muy agresivo dado que, en la zona de conexión de la tubería con la socket se forma un resquicio o "crevice" donde la conductividad del medio y la proliferación de impurezas por la baja renovación del agua del refrigerante, da lugar a que, el potencial electroquímico de corrosión se incremente hasta valores muy por encima del que debería tener en condiciones de flujo libre. Otro de los factores importantes que desencadenan agrietamientos por SCC es la presencia de impurezas en forma de cloruros. A pesar de que los sistemas de purificación de agua son muy estrictos, sobre todo en el control de los cloruros, la incorporación de éste al circuito primario puede ocurrir por pequeñas fugas en los generadores de vapor durante las operaciones de mantenimiento y paradas programadas de recarga, estados de operación que implican que el circuito primario se iguale a la presión atmosférica. Además, compuestos químicos utilizados en el tratamiento del agua, como inhibidores de corrosión o aditivos, también pueden contener trazas de cloruros. Análisis de fallo realizados en el sistema de evacuación de calor residual y tuberías de aguas esenciales confirmaron la existencia de agrietamientos transgranulares que habían progresado a través de la tubería y de su soldadura adyacente mediante un mecanismo de corrosión bajo tensión por la presencia de cloruros (**Figura 10**) [14].

En relación directa con los generadores de vapor se han venido desarrollando a lo largo de los últimos años contratos de prestación de servicios con ANAV Y CNAT en la investigación de los fenómenos de "denting", claro precursor de inicio de grietas por SCC en los tubos del generador de vapor de la aleación 800. El fenómeno de "denting", se desarrolla por la entrada de iones hierro procedente del circuito secundario debido a las condiciones oxidantes y durante los periodos de recarga, así como, por trabajos de mantenimiento. El proceso de corrosión acelerada por el flujo FAC, es un mecanismo de corrosión donde el agua o el vapor fluye a alta velocidad disolviendo la capa de óxido protectora (normalmente magnetita). Este proceso ocurre en los componentes de acero al carbono y aceros de baja aleación donde posteriormente se produce la deposición en zonas de resquicio de la placa de tubos de los generadores de vapor por el lado del secundario, (**Figura 11**) [15].

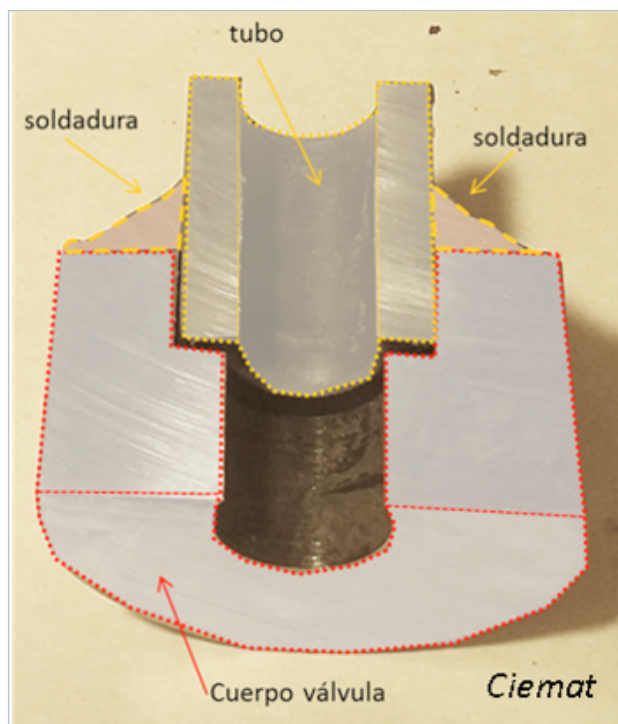


Figura 9. Corte longitudinal de unión de tuberías mediante "socket".

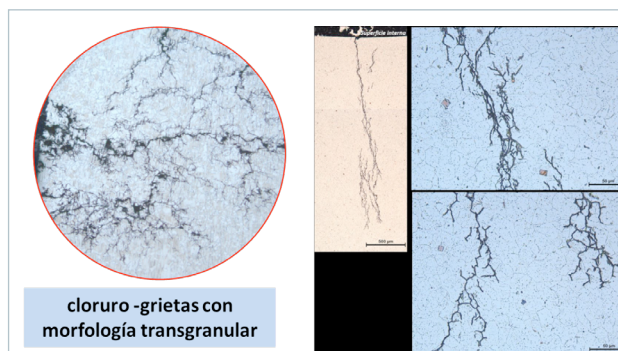


Figura 10. Grietas transgranulares por SCC en presencia de cloruros.



Figura 11. Detalle de lodos depositados en la placa de tubos del generador de vapor de CC.NN españolas produciendo "denting" en los tubos de la aleación 800.

CONCLUSIONES

La Corrosión Bajo Tensión más conocida como “Stress Corrosion Cracking” es un mecanismo de degradación existente en los reactores nucleares de agua ligera. Es un proceso sinérgico de tres variables fundamentales: Tensiones residuales, Material Susceptible y Medio agresivo. Además, en los componentes internos de los reactores estas tres variables se ven potenciadas por la irradiación neutrónica y a la radiólisis del agua. Para mitigar este mecanismo de degradación es necesario actuar, en la medida de lo posible, sobre estos tres parámetros: minimizar la existencia de altas tensiones residuales y deformación plástica en ciertas geometrías, normalmente soldaduras, codos, penetraciones, toberas o pernos con alto grado de trabajado en frío; sustitución de materiales altamente susceptibles, como aceros inoxidable no estabilizados por estabilizados, tipo AISI 316L, 316Ti, 347, 321, aleación 600 por aleación 690 o aleación 800 y por último, mantener el potencial electroquímico del medio en niveles bajos para evitar la reacción de corrosión.

No obstante, dado el nivel de complejidad de estas centrales, se requieren de niveles de actuación y procedimientos muy específicos en cada condición o etapa de funcionamiento: transitorios, reparaciones, paradas, sistemas de purificación de aguas, soldaduras, mantenimiento de grandes componentes como los generadores de vapor, tuberías de aguas estancadas, etc. A pesar de todo ello, es un proceso inevitable que sólo la buena actuación y un conocimiento profundo de las tres variables mencionadas puede evitar y mitigar el desarrollo en la etapa clave del mecanismo: la Iniciación.

BIBLIOGRAFÍA

- [1] P.Andresen, M. Morra, IGSCC of non-sensitized stainless steels in high temperature water, Journal of Nuclear Materials, Volume 383, Issues 1–2, 2008, Pages 97-111, ISSN 0022-3115, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.08.005>.
- [2] P. Andresen, Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458). 2022 Electric Power Research Institute (EPRI).
- [3] T. Shoji, G. Li, J. Kwon, S. Matsushima, Quantification of yield strength effects on IGSCC of austenitic stainless steels in high temperature water, in: Proc. 11th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactors, ANS, 2003, p. 834.
- [4] S. Lozano-Perez, K. Kruska, I.Iyengar, T.Terachi, T.Yamada, The role of cold work and applied stress on surface oxidation of 304 stainless steel, Corrosion Science, Volume 56, 2012, Pages 78-85, ISSN 0010-938X, <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2011.11.021>.
- [5] U. Ehrnstén, P. Andresen, Z. Que, A review of stress corrosion cracking of austenitic stainless steels in PWR primary water, Journal of Nuclear Materials Volume 588, 2024, 154815, ISSN 0022-3115, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154815>.
- [6] D.Gómez-Briceño, M.L. Castaño, “Inconel 690TT and Incoloy 800 In S,Cu and Pb environments” EPRI Workshop Steam generator Secondary Side IGA/SCC, May 1991.
- [7] M.L. Castaño, M.S. García, G. Diego, D. Gómez-Briceño, Effect of yield strength on stress corrosion crack propagation under PWR and BWR environments of hardened stainless steels. In European Federation of Corrosion (EFC) Series, Corrosion Issues in Light Water Reactors, Woodhead Publishing, Volume 51, 2007, Pages 200-210, ISSN 13545116, ISBN 9781845692421, <https://doi.org/10.1533/9781845693466.3.200>.
- [8] D. Du, M. Song, K. Chen, L. Zhang, P. Andresen, Effect of deformation level and orientation on SCC of 316L stainless steel in simulated light water environments, Journal of Nuclear Materials, Volume 531, 2020, 152038. ISSN 0022-3115. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152038>.
- [9] SCOTT. P. A review of irradiation assisted stress corrosion cracking, J. Nucl. Mater. 211 (1994) 10.
- [10] M.Castaño, M.García-Redondo, G. Diego, D.Gomez-Briceño, Crack growth rate of hardened austenitic stainless steels in BWR and PWR environments. Proceedings of the 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Stevenson, WA, 2003, pp. 845-854.
- [11] C.Moyer, EDF Stress Corrosion Cracking Operating Experience Discussion, NRR/DNRL/NVIB May 25, 2022. US NRC (2022).
- [12] IRSN INFORMATION SHEET: Detection of cracks in pipes of the emergency corecooling system of the reactors No. 1 and No. 2 of the Civaux nuclear power plant. 2021. https://en.irsn.fr/sites/en/files/2023-09/IRSN_NI_Coude-RIS-N4-Civaux_16122021_EN.pdf
- [13] G. Diego, S. Merino. “Análisis Metalúrgico de la soldadura Socket S-15 línea 15014. Soldadura “socket “. C.N. ASCÓ” ANAV 2023. Informe CIEMAT DT/MXE-07/IE-23. División de Materiales de Interés Energético. Dpto. Tecnología CIEMAT. 2017.
- [14] G.Diego, S.Merino. “Análisis de fallo de un tramo de tubería perteneciente al sistema de evacuación de calor residual (tramo 14) de la C.N ASCO”. DT/MXE-8/IE-17. División de Materiales de Interés Energético. Dpto. Tecnología CIEMAT. 2017.
- [15] G. Diego y S. Merino. “Microstructural characterization of sludge steam generator from Spanish NPP’s”. Proceedings Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems. International Conference. 20th 2016. (NPC 2016) (2 Vols) Brighton, UK. Nuclear Institute 2018, pp. 1184-1196. ■