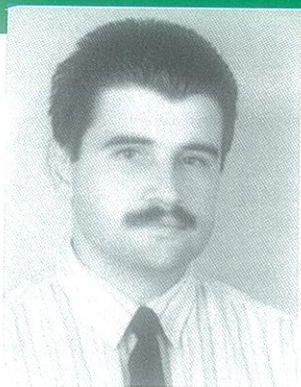




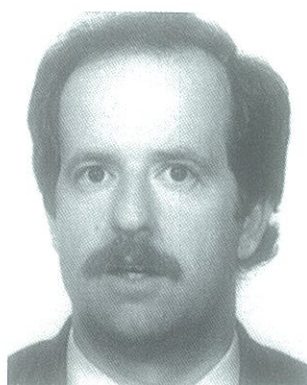
Juan BROS TORRAS es Físico Industrial por la Universidad de Barcelona. Se incorpora a Tecomat en 1982. En la actualidad es Jefe de la División de Ingeniería de Inspección, desde donde se desarrollan los manuales y programas de inspección y bases de datos ISI, se acomete la evaluación de defectos en componentes y se ejecutan los programas de vigilancia de la fragilización en vasijas.

GESTION DE VIDA REMANENTE EN VASIJAS DE REACTORES

J. BROS - A. BALLESTEROS - J. GARCIA - J. ORTEGA -
C. CUETO FELGUEROSO



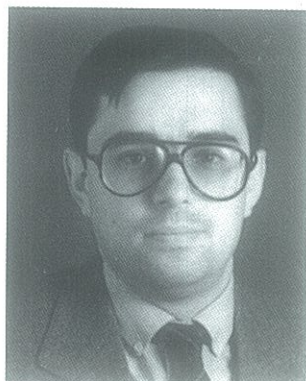
Antonio BALLESTEROS AVILA es Físico Teórico por la Universidad Autónoma de Madrid. En 1987 se incorpora a Tecomat para hacerse cargo de los programas de Vigilancia de Vasijas de Reactores. En la actualidad es el responsable del área de Materiales.



Juan ORTEGA DELGADO es Físico Metalúrgico. Trabaja desde 1979 en Tecomat donde ha participado en el desarrollo de los programas de inspección en servicio. Actualmente es Jefe de la División de Ensayos no Destructivos dependiente de la Dirección de I+D.



Jesús GARCIA ROCASOLANO es Ingeniero Industrial. Trabaja en Tecomat desde 1982. Ha sido responsable de los programas de inspección de C. N. Trillo y C. N. Vandellós y actualmente es el responsable del área de Normativa y Bases de Datos de Inspección en Servicio.



Carlos CUETO-FELGUEROSO GARCIA es Ingeniero Naval. Trabaja en Tecomat desde 1985 y es responsable del área de Análisis de Integridad, habiendo participado en el desarrollo y aplicación de criterios de evaluación de defectos en componentes.

Cada vez más, la gestión de la vida remanente de un componente está condicionada por el día a día del mismo y de el aprender/descubrir, al envejecer, los achaques que pueda tener y que puedan limitar lo atractivo de ir más allá de su propia vida de diseño.

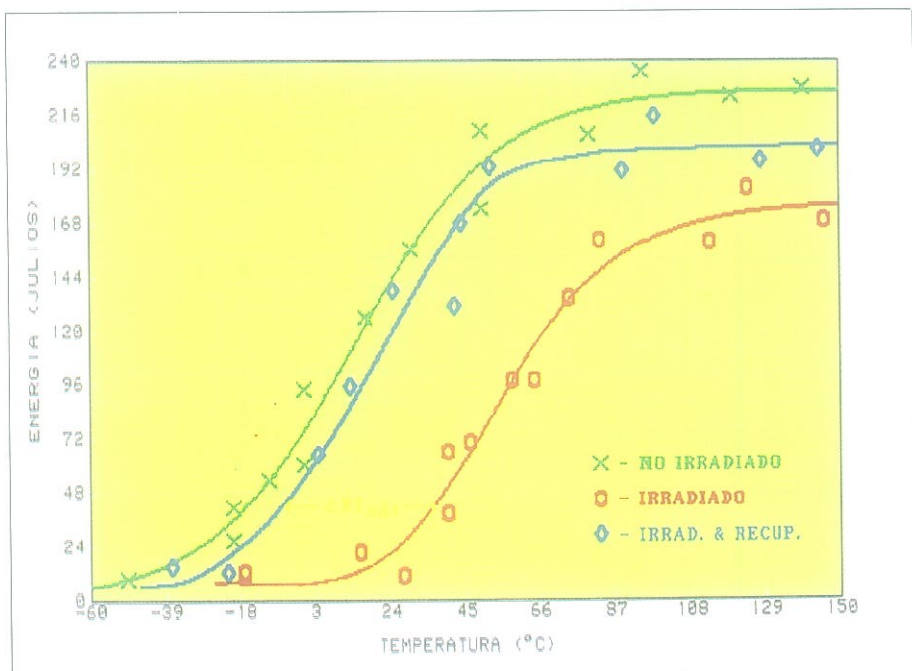
Es fácil, en el caso de las vasijas de reactores, poner un ejemplo que ilustre el párrafo anterior.

De siempre, la vida de la vasija se ha medido en términos de fluencia neutrónica al ser la fragilización por radiación neutrónica, la causa más limitativa de la vida de este componente. El reciente cierre de la Central Nuclear Yankee Rowe, en Estados Unidos en América, con sólo 30 años de operación, habla por sí mismo de lo determinante que puede ser la no vigilancia adecuada de esa fragilización en la vida de una vasija. Sin embargo, cuando estas líneas sean editadas, el posible agrietamiento de los alojamientos de las barras de control en las penetraciones de la cabeza de la vasija de los reactores de agua a presión preocupará, a buen seguro, mucho más, a los explotadores de nuestras centrales nucleares, que lo que la vasija esté fragilizándose por radiación neutrónica.

El agrietamiento reseñado, tras ser detectado en los reactores franceses, ha puesto en marcha un buen número de investigaciones que, como primeros resultados, está revelando que puede tratarse de un problema más genérico de lo que en un principio se pensó.

Hace sólo unos meses nadie hubiese incluido la adquisición de una nueva cabeza para la vasija como inversión a realizar en un análisis de gestión de vida remanente de la misma. Otras soluciones, no se nos vaya a tildar de alarmistas, están siendo consideradas.

Una vez evidenciada la problemática en el día a día, prueba hidrostática, de la



F I Recuperación de propiedades mecánicas del material de la envoltura del núcleo mediante tratamiento térmico ("recocido").

Central Nuclear Bugey2, sólo una vigilancia adecuada de esas áreas de la vasija podrá garantizar la operación segura del reactor.

Siguiendo el orden en que han ido surgiendo en el desarrollo de esta introducción se abordan a continuación, como elementos a considerar en la gestión de vida remanente de la vasija, los programas de vigilancia de la fragilización y los programas de vigilancia/inspecciones de áreas de la vasija susceptibles a la aparición de defectos. Finalmente se ha reservado un apartado a la metodología de evaluación de esos defectos, en términos de vida remanente, con garantía de integridad estructural.

suficiente antelación el nivel de degradación causado por irradiación, se retiran y analizan periódicamente cápsulas que contienen muestras, tanto de material base como de soldadura, representativas de la zona crítica de la vasija. Los datos aportados por las cápsulas, denominados datos de vigilancia, son base indispensable para la valoración de la integridad de la vasija, permitiendo conocer con antelación el grado de fragilización que alcanzará la vasija del reactor más allá de su vida de diseño.

El programa de vigilancia de la vasija debe estar orientado a una posible extensión de vida de la misma. Así, es importante conservar el material de vigilancia de las cápsulas analizadas y archivar adecuadamente toda la información generada. Deben hacerse estimaciones del grado de fragilización de la vasija para un número alto de años de operación. Así como valorar y tomar en su caso acciones correctivas que permitan alargar la vida de la vasija. Ejemplo de ello es la modificación de la distribución de elementos combustibles en núcleo para disminuir el pico de flujo neutrónico en vasija.

Los reactores españoles en operación disponen de un programa de vigilancia de la fragilización. Los datos aportados por las cápsulas extraídas hasta la fecha indican, para todos los casos, que la vida útil de la vasija es mayor que su vida de diseño.

En su etapa final se encuentra el "Proyecto de investigación sobre el comportamiento frente a la irradiación neutrónica de los materiales de vasijas de reactores de agua ligera (PIE)", en el que participan nueve organizaciones. Una actividad importante dentro del proyecto es el tratamiento de recuperación del material irradiado, de interés para el alargamiento de vida de las vasijas.

Dos nuevos proyectos, que están estrechamente relacionados con la extensión de vida de las vasijas, están siendo considerados. El primero responde a la necesidad de aprovechar al máximo el material de vigilancia disponible, utilizando probetas miniaturas y reconstrucción de probetas Charpy. El segundo, consistente en participar en el desarrollo de una base de datos internacional de

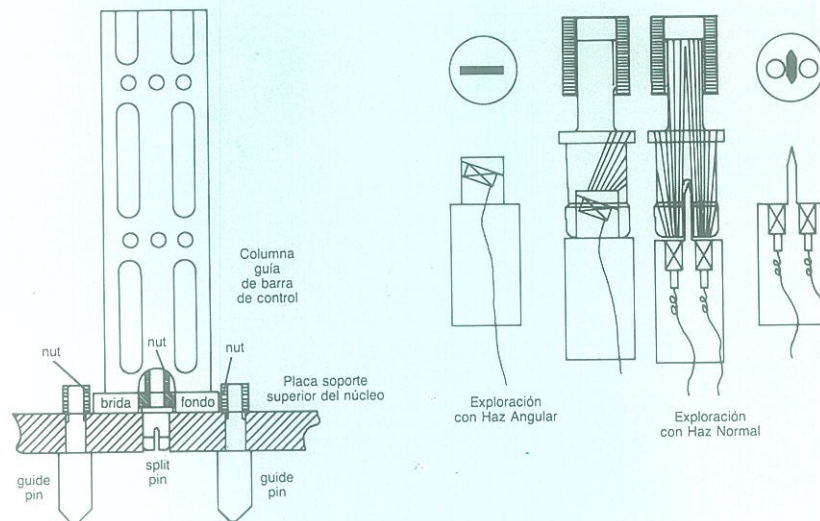
F II Pines de alineamiento de elementos combustibles y barras de control. Metodología de examen ultrasónico.

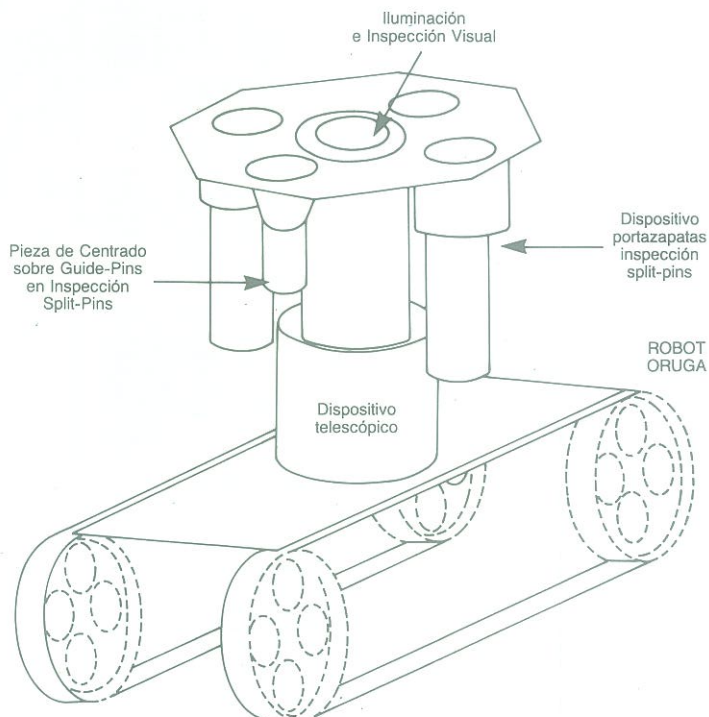
VIGILANCIA DE LA FRAGILIZACIÓN

La fragilización por irradiación neutrónica del material de la vasija próximo al núcleo del reactor es un factor determinante en la gestión de vida remanente de la planta. Consecuencia de esta problemática ha sido la decisión de cerrar la Central Nuclear de Yankee Rowe después de aproximadamente 30 años de operación.

La experiencia aportada por las centrales nucleares más antiguas señala la importancia de disponer de un completo programa de vigilancia de la fragilización por irradiación neutrónica, tendente a cuantificar el grado de tenacidad del material de la vasija.

Con objeto de hacer un seguimiento del estado de la vasija, y poder predecir con





F III Robot submarino para manipulación de equipos de inspección.

fragilización, permitirá reducir las incertidumbres en los cálculos de daño por irradiación. Ello conllevará unas condiciones de operación menos conservadoras y un mejor aprovechamiento de la vida útil de la vasija.

INSPECCION EN SERVICIO

El diseño de una vasija de reactor y sus sistemas asociados comprende un elevado número de partes o subcomponentes que, aunque no tiene una función importante en el análisis de seguridad del componente como tal, debe ser considerado a la hora de gestionar la vida remanente o realizar los programas de extensión de vida teniendo en cuenta la importante función que desempeñan desde el punto de vista de la disponibilidad de la central.

Entre estos componentes podemos destacar los internos de la vasija, las conexiones a la misma de pequeño diámetro como los alojamientos de las barras de control y el propio combustible.

Estas áreas se destacan por la ausencia de unas normas detalladas en los códigos de inspección en servicio, así como gran heterogeneidad en los diseños y sistemas empleados, lo que determina en gran medida una alta dificultad en establecer los diferentes parámetros a considerar

en un programa de inspección en servicio tales como frecuencia de inspecciones, técnicas de examen, equipamiento de inspección, diferentes criterios de aceptación, etc.

La inexistencia o insuficiencia de una normativa que regule el control en servicio de este tipo de componentes, compromete la disponibilidad de datos coherentes para ser tenidos en cuenta en los estudios de extensión de vida de la vasija del reactor, de ahí la importancia que tiene el establecer, a la mayor brevedad, criterios y formas de examen de estos componentes. Dentro de la jurisdicción del Código ASME, Sección XI, se está elaborando, por ejemplo, un nuevo Apéndice que contendrá en una primera fase, una descripción de normas básicas de examen para este tipo de componentes y cuya publicación se espera para 1993.

Desde la óptica de una empresa suministradora de servicios integrales de inspección en servicio, este tipo de problemática presenta un gran reto debido a los diferentes factores que deben concurrir y ser analizados a la hora de plantear y llevar a cabo la inspección en servicio de estos componentes. Un estudio de viabilidad previo, el desarrollo de técnicas específicas de inspección, el diseño de sistemas y equipos de control remoto adaptados a las condiciones geométricas del componente, la elabo-

ración de criterios de aceptación y un detallado plan de pruebas y validación en maquetas a escala, son pasos obligados a la hora de abordar la inspección de este tipo de componentes.

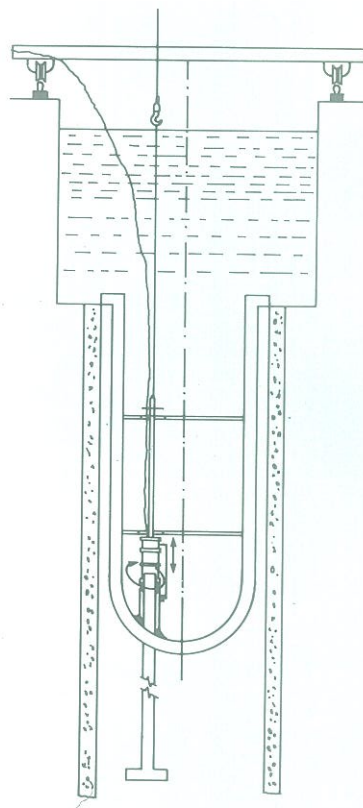
Es una tendencia corroborada con las centrales nucleares españolas que, conforme se va consumiendo la vida operativa de las plantas, es necesario abordar más a menudo el seguimiento/inspección en servicio de este tipo de componentes debido a su importancia creciente en el análisis global del estado de la planta, frente a las áreas que por estar totalmente reguladas en la normativa, están sujetas a planes normalizados de inspección y control.

A continuación se incluyen dos ejemplos de componentes/áreas que responden a la problemática planteada:

Pines de alineamiento de combustible/barras de control

En las centrales tipo PWR y en los internos superiores existen unas familias de pines que permiten mantener alineados tanto los elementos de combustible como las barras de control. Estos pines están realizados, en la mayoría de los casos, en inonel que puede verse

F IV Equipo de inspección de penetraciones de barras de control.



afectado por el fenómeno de corrosión bajo tensión, producido por las tensiones residuales que se generan durante el proceso de montaje, la sensibilización del material y el medio agresivo, incluyendo el efecto prolongado de la irradiación neutrónica. Las malformaciones pueden originar un deterioro de estos componentes, pueden afectar a la integridad estructural de los internos, así como la posible producción de partes sueltas. De ahí el interés que tiene el establecer planes de seguimiento que permitan conocer el grado de incidencia de esta problemática en cada planta y prevenir aquellas medidas correctivas que permitan establecer soluciones integradas a medio o largo plazo, como puede ser la sustitución o tratamiento térmico para relajación de tensiones. No obstante, es necesario abordar en primer lugar un plan de inspección que permita evaluar la situación específica de cada planta. En las figuras que acompañan a estas líneas se presenta un esquema de metodología de examen ultrasónico utilizado en estos componentes, así como el robot submarino empleado para la manipulación de los equipos de inspección.

Penetraciones de barras de control

En las centrales BWR, y últimamente también en las PWR, se pueden presentar fenómenos de corrosión bajo tensión en los alojamientos de los mecanismos de las barras de control o tubos guía de los mismos. En función de la parte afectada, así como del tipo y orientación de la defectología específica desarrollada, la problemática puede afectar en mayor o menor medida a la disponibilidad de las

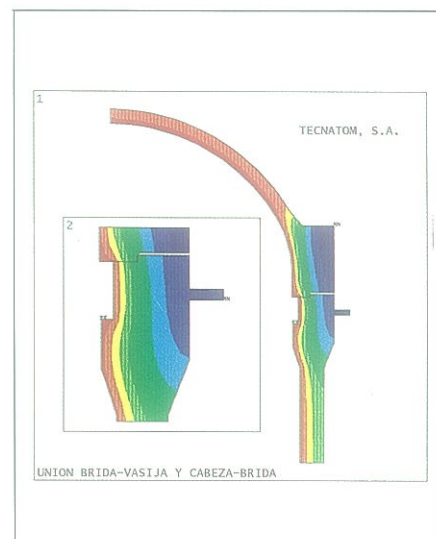
centrales. Los requisitos contemplados en el Código ASME son claramente insuficientes para realizar una evaluación detallada de la problemática, de ahí la necesidad de ser complementadas con planes de inspección y análisis que permitan conocer el grado de afectación, así como su evolución.

Debido a la singular configuración de estos componentes, así como a su ubicación en la vasija del reactor, se requiere el diseño de un equipamiento específico para acceder a las zonas de inspección, así como el desarrollo de técnicas de examen que posibiliten una alta fiabilidad, no solamente en la detección de las posibles indicaciones, sino también permitir un conocimiento de la evolución de la defectología, lo que puede ser determinante para adoptar medidas correctivas a medio y/o largo plazo.

CRITERIOS DE ACEPTACION DE DEFECTOS

Como ya ha quedado dicho, y con el fin de asegurar la integridad estructural de las vasijas de reactores nucleares, se llevan a cabo inspecciones periódicas de las zonas más críticas por ensayos no destructivos, así como la vigilancia de la irradiación neutrónica para controlar la fragilización del material.

Las diversas técnicas de END empleadas pretenden detectar los posibles defectos existentes y que pueden comprometer dicha integridad estructural. Por ello, una vez detectado un defecto, se procede a su dimensionado y posteriormente a su comparación con los estándares de



F VI Análisis térmico tensional de la vasija.

aceptación establecidos en los códigos y normas aplicables a la inspección en servicio de la vasija.

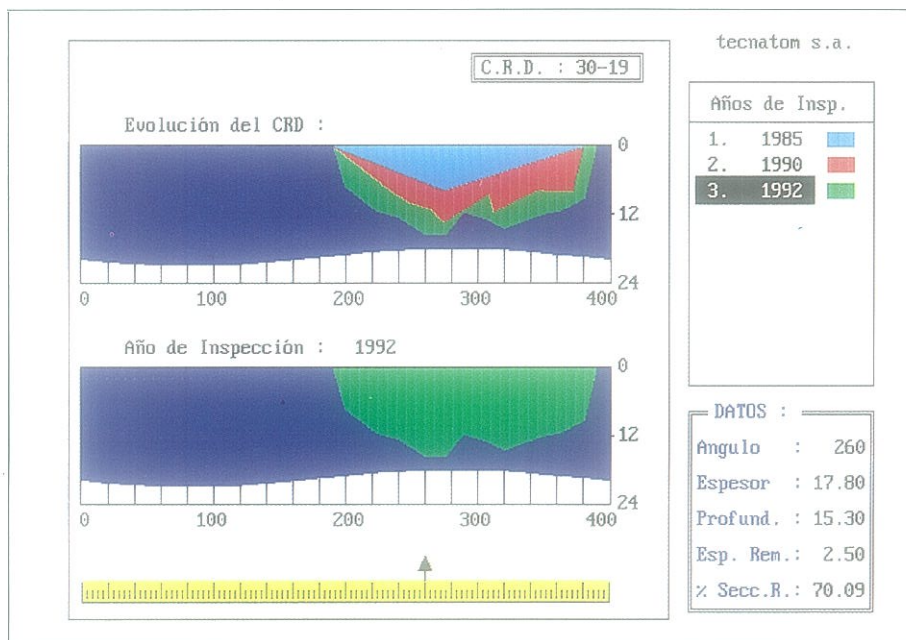
La existencia de indicaciones de defecto que superen dichos estándares puede obligar, en principio, a eliminar el defecto o a reemplazar la zona afectada del componente antes del arranque de la planta, con las consiguientes desventajas económicas que ello implicaría.

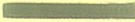
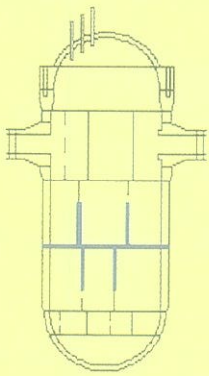
No obstante, los citados códigos permiten la reanudación de la puesta en servicio de la central sin la reparación del defecto, siempre y cuando un estudio analítico de mecánica de fractura, realizado de acuerdo con los requisitos establecidos en el propio código, demuestre que las dimensiones del defecto no van a crecer durante un período de tiempo determinado, denominado período de evaluación, hasta un cierto valor crítico, que depende de las propiedades del material, más concretamente de la tenacidad a la fractura, y del estado tensional presente en la estructura y, más específicamente, en el extremo de la grieta.

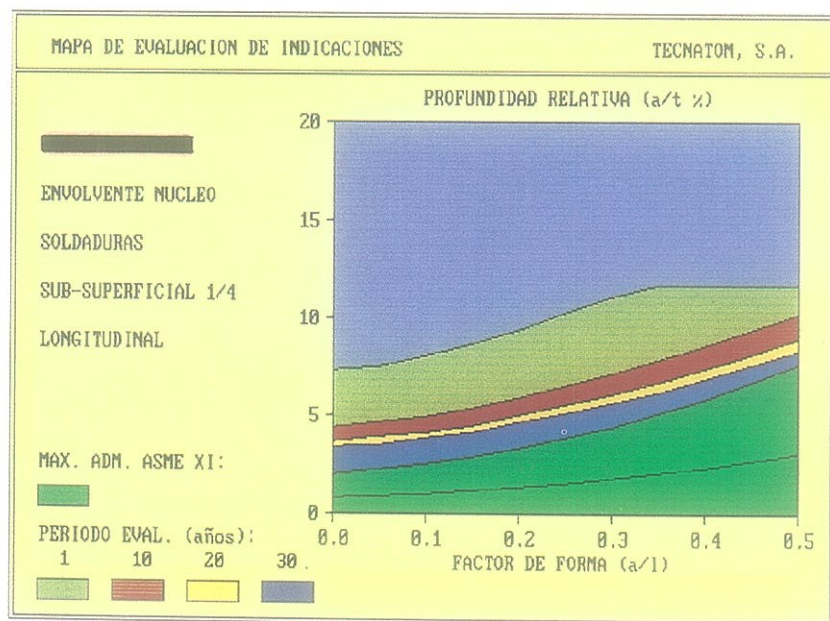
Son, por tanto, obvias las ventajas que se pueden obtener de este estudio analítico, ya que permite una ampliación de los criterios de aceptación de defectos, manteniendo los márgenes de seguridad requeridos por los códigos y normas aplicables, y permitiendo soslayar la reparación del defecto o posponer ésta al momento más indicado, siempre dentro del período de evaluación que haya sido fijado.

Sin embargo, el análisis de mecánica de fractura es un análisis relativamente complejo, para el cual es necesario disponer como datos de entrada de las distribuciones de tensiones y de temperaturas en las diferentes zonas requeridas a inspección en servicio, a lo largo de los diferentes transitorios consignados en las especificaciones de diseño. Todo

F V Evolución de defectos a partir de sucesivas inspecciones de CRD's.



EVALUACION DE INDICACIONES EN VASIJAS		TECNATOM, S.A.
UNIDAD :		
ZONA :	ENVOLVENTE NUCLEO	
AREA :	SOLDADURAS	
TIPO :	SUPERFICIAL	
ORIENTACION :	LONGITUDINAL	
MAPA DE EVALUACION MENU PRINCIPAL		



F VII Mapa de evaluación de un MEI de vasija.

ello puede hacer inviable disponer del estudio analítico antes de la fecha prevista para la puesta en servicio de la planta, con el consiguiente perjuicio económico por el retraso potencial de la misma.

Por tanto, es muy conveniente disponer de antemano de los citados criterios de aceptación de defectos. Para ello, se ha desarrollado la metodología del Manual de Evaluación de Indicaciones (MEI),

que en esencial consiste en un conjunto de gráficos o mapas de decisión que permiten decidir de una forma rápida y segura acerca de la susceptibilidad de un defecto dado.

La metodología MEI se ha desarrollado a partir de lo que se ha venido a definir como los tamaños críticos iniciales de defecto, esto es, las dimensiones de defecto que potencialmente podrían evolucionar hacia el tamaño crítico correspondiente en una determinada zona de la vasija, durante un período de tiempo prefijado.

El MEI consiste, por tanto, en una serie de mapas de decisión, específicos para cada zona requerida a inspección en servicio, y para los tipos de defectos más característicos potencialmente localizados en las mismas, y caracterizados por su orientación (longitudinal o circunferencial) o su tipo (superficial o subsuperficial a 1/2 y a 1/4 del espesor), de tal forma que a partir de las dimensiones del defecto detectado, es decir, de su factor de forma (a/l) y de su profundidad relativa (a/t) se pueda decidir de forma inmediata acerca de su aceptabilidad para un tiempo de operación determinado, por comparación con los correspondientes tamaños críticos iniciales de grieta representados en cada mapa.

El desarrollo del MEI obliga a algunos casos a adoptar simplificaciones necesariamente conservadoras. Así, por ejemplo, dentro de cada zona los mapas se confeccionan para la sección más crítica tanto desde el punto de vista tensional como desde el punto de vista de la tenacidad, por lo que en el caso de defectos muy críticos, es decir, próximos a los límites de aceptación del MEI o que incluso los superen, cabe hacer un reanálisis específico para el defecto en cuestión, que en general permitirá ampliar el criterio de aceptación, manteniendo los márgenes de seguridad requeridos por los códigos. Este análisis puede realizarse en un tiempo muy corto, pues ya se ha hecho de antemano el estudio de las distribuciones de tensiones y temperaturas en cada zona de la vasija, por lo que podría llevarse a cabo sin incurrir en retraso en la puesta en marcha de la central.

Otra ventaja adicional que aporta el MEI de la vasija, en cuanto a la extensión de vida de la planta, es que proporciona una visión global acerca de la repercusión que los fenómenos degradatorios de las propiedades del material, en particular la fragilización por irradiación neutrónica en la envoltura del núcleo, tiene sobre los criterios de aceptación de defectos, así como el permitir conocer de antemano los transitorios de operación y los tipos de defecto que son más penalizantes para la vida remanente de la planta, para, en su caso, adoptar las medidas apropiadas para permitir la extensión de la vida remanente de la planta.