

INAKI GORROCHATEGUI - JOSÉ RAMÓN TORRALBO
MARTÍN REGAÑO - JAVIER MIER DEL CASTILLO

PLAN DE GESTIÓN DE VIDA ÚTIL DE LA CENTRAL NUCLEAR DE SANTA MARÍA DE GAROÑA

El objetivo del Plan de Gestión de Vida Útil de la central de Santa María de Garoña consiste en mantener en el tiempo los altos niveles de seguridad y fiabilidad de la Central y conservar así abierta la posibilidad de alargar su vida útil más allá de los 40 años correspondientes a su vida de diseño.

Desde que se inició en 1987 el estudio de viabilidad de alargar la vida útil de la Central, se vienen realizando las actividades que constituyen el Plan de Gestión de Vida Útil de SMG. En este artículo se resumen aquellas actividades que tienen que ver con los siguientes capítulos relevantes de dicho Plan:

- Evaluación y mejora de las prácticas de mantenimiento.
- Vasija e internos.
- Estructuras de hormigón.

EVALUACION Y MEJORA DE LAS PRÁCTICAS DE MANTENIMIENTO

Las actividades que en el transcurso de la explotación de la Central se desarrollan en relación con el mantenimiento de los equipos, juegan un papel fundamental en el conocimiento del estado de los equipos y componentes y en las posibilidades de alargamiento de vida de la Central.

En ese sentido, una vez identificados los componentes importantes desde el punto de vista de Gestión de Vida Útil, y analizados los fenómenos degradatorios que pudieran afectarles, el Programa de Gestión de Vida exige evaluar las prácticas de mantenimiento que se realizan sobre dichos componentes para comprobar que tales prácticas controlan o mitigan los fenómenos degradatorios asociados.

El proceso de evaluación llevada a cabo en C.N. Garoña se efectuó según la siguiente sistemática:

• Hoja de Degradación de Componentes

Para cada uno de los componentes importantes se confeccionó la "Hoja de Degradación de

Componentes", en la que se reflejó la descripción, funciones, parámetros de diseño, experiencia de operación y fenómenos degradatorios aplicables indicando a qué parte del componente afectan.

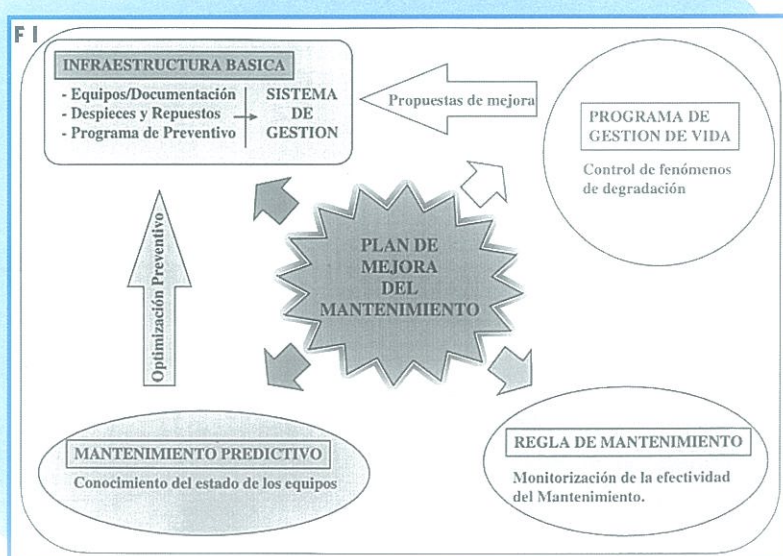
• Hoja de Datos de Prácticas de Mantenimiento

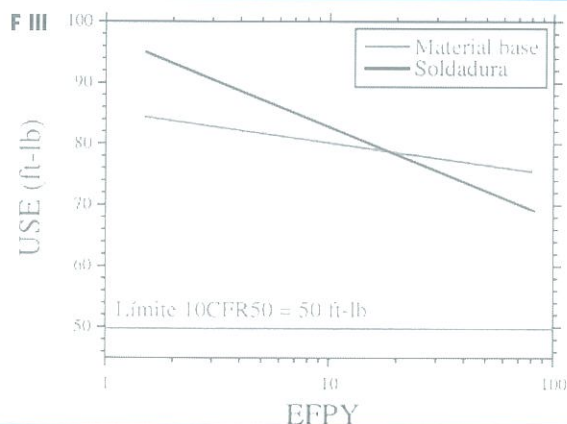
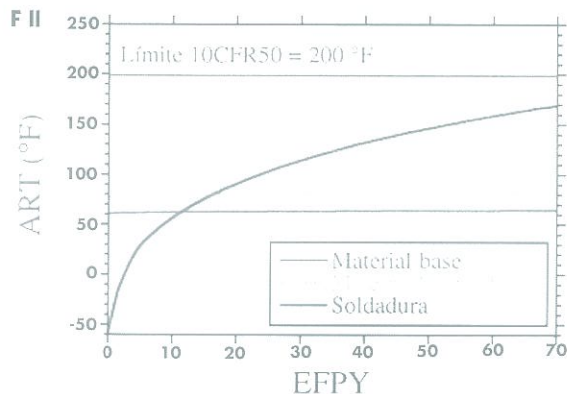
De los programas, prácticas y procedimientos de mantenimiento se prepararon las "Hojas de Datos de Prácticas de Mantenimiento", que recogen la información básica sobre la práctica en cuestión, su alcance y ámbito de aplicación, limitaciones, criterios para emprender acciones correctoras, requerimientos de toma de datos, acciones a tomar para la mitigación, detección y monitorización de

la degradación, así como comentarios y experiencia adquirida sobre la práctica.

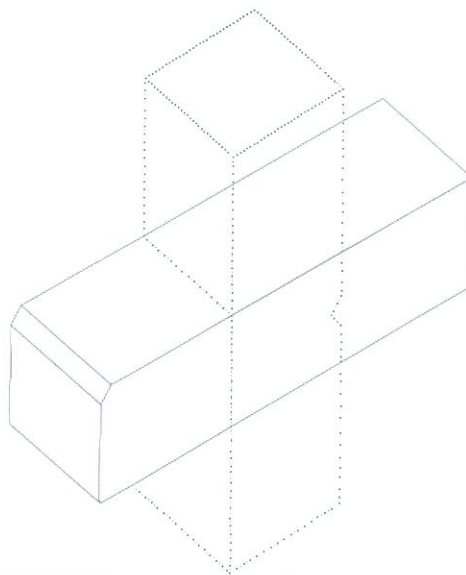
• Evaluación del Mantenimiento

A cada "Hoja de Degradación de Componente" se adjuntaron todas las "Hojas de Datos de Prácticas de Mantenimiento" que le afectan. Con ambas fuentes de información se realizó la Evaluación del Mantenimiento, identificando las posibles mejoras en las prácticas de mantenimiento para controlar el envejecimiento de cada componente.





F IV



- Datos característicos del equipo, igualmente actualizados.
- Despieces de los equipos más importantes, hasta el nivel de repuesto recomendado.
- Definición del preventivo aplicable.

plantación de la nueva normativa en relación con el mantenimiento (10CFR 50.65 "Regla de Mantenimiento"), que tiene por objetivo vigilar la efectividad del mismo.

Desarrollo de Técnicas de Predictivo

Como parte importante en el conocimiento del estado de los equipos, NUCLENOR ha impulsado el desarrollo y aplicación de técnicas de mantenimiento predictivo para los diferentes tipos de equipos. En este sentido NUCLENOR aplica con carácter sistemático las siguientes tecnologías:

- Medida de vibraciones.
- Análisis de aceites. (Motores y Transformadores).
- Diagnóstico de MOV's.
- Diagnóstico de Motores (Rotor y Estator).
- Diagnóstico de Transformadores.
- Diagnóstico de Baterías.
- Termografía.
- Ensayos no destructivos. (TU, LP, Corrientes, etc. y cumplimiento programas ISI, RAP, erosión-corrosión, etc.).
- Medida de tiempos de respuesta de transmisores.
- Vigilancia de tendencias de parámetros esenciales.

VASIJA DEL REACTOR E INTERNOS

Dentro del programa de Gestión de Vida de la C.N. Santa María de Garoña, la vasija del reactor y los componentes que contiene en su interior denominados internos, tienen una gran importancia. Aunque ambos grupos de componentes se localizan en el mismo sitio, tienen distintas funciones y están sometidos a distintos fenómenos degradatorios por lo que se analizan de forma separada.

En términos generales, se observó que las prácticas de mantenimiento vigilan o controlan los fenómenos degradatorios de los principales componentes de la central.

Las propuestas de mejora o recomendaciones se agrupan en nuevos estudios sobre determinados componentes (algunos de ellos previstos con anterioridad), requerimientos sobre nuevas inspecciones, formalización de resultados, establecimiento y análisis de tendencias adicionales y, en algún caso, nuevas tomas de datos.

• Plan de Mejora de las Prácticas de Mantenimiento

Una vez finalizada la evaluación de las prácticas de mantenimiento, es necesario aplicar los resultados obtenidos sobre el Programa de Mantenimiento de la Central, de cara a asegurar que dicho programa controla o mitiga de forma eficaz los fenómenos degradatorios identificados anteriormente.

En la línea de lo anterior y como parte de su Plan de Mejora del Mantenimiento, NUCLENOR ha impulsado la creación y mantenimiento de la *infraestructura técnica, organizativa e informática* necesarias para llevar a cabo un mantenimiento eficaz y de calidad, tal como se resume en la siguiente Figura.

La *infraestructura técnica* consiste en disponer de la siguiente información para cada equipo:

- Documentación de primera intervención, debidamente actualizada y controlada.

La *infraestructura organizativa* no es otra cosa que la metodología o procedimientos que deben seguirse para desarrollar la infraestructura técnica citada anteriormente y conseguir que ésta se mantenga actualizada.

Sistema de Gestión

La infraestructura informática, por último, es la herramienta de apoyo que posibilita el tratamiento de la información asociada a la infraestructura técnica aportando, además, las ventajas de la informática para facilitar el trabajo de mantenimiento. En el caso de NUCLENOR, se ha desarrollado el Sistema de Gestión de Mantenimiento (SIMA) para realizar estas funciones. El SIMA abarca las siguientes áreas:

- Documentación de equipos.
- Datos de sistemas y equipos.
- Despieces de equipos y componentes y catálogo de repuestos.
- Trabajos de preventivo y recursos asociados.
- Planificación, programación y control de los trabajos.
- Historial de mantenimiento de los equipos.
- Análisis de fallos y estadísticas de averías.

Evaluación de la efectividad del mantenimiento

La disponibilidad de las infraestructuras mencionadas ha posibilitado a NUCLENOR iniciar la im-

VASIJA

La vasija del reactor de Santa María de Garoña se encuentra recubierta por una capa de acero inoxidable en su interior para evitar la corrosión del acero al carbono que la constituye. Como consecuencia, los dos fenómenos que principalmente comprometen la funcionalidad de la vasija son la fatiga y la fragilización neutrónica, ambos fenómenos conducen a la degradación de las propiedades del material de la vasija en el tiempo y por lo tanto podrían limitar la vida del componente. A continuación se describen las acciones adoptadas por parte de NUCLENOR para conocer y contrastar el efecto de los fenómenos degradatorios mencionados.

Fragilización neutrónica

El acero al carbono constitutivo de la vasija del reactor sufre un proceso de fragilización por efecto del flujo neutrónico que recibe a lo largo del tiempo, especialmente en las zonas más próximas al núcleo de combustible. Esta fragilización supone una disminución importante de la tenacidad del material, acompañada de un aumento de su límite elástico y su tensión de fractura en presencia de defectos. Estos defectos pueden ser causados por procesos de fabricación o durante la operación de la planta. Si dicha tenacidad descendiera por debajo de unos límites razonables la integridad del componente podría verse comprometida.

De forma tradicional la tenacidad de los materiales se ha medido a través de ensayos de impacto normalizados denominados ensayos Charpy. A través de los resultados de estos ensayos se obtienen dos parámetros característicos de los materiales: la temperatura de transición dúctil-frágil (RT_{NDT}) y el escalón superior de la energía de rotura (USE). La RT_{NDT} define la temperatura a la que el material altera su comportamiento frente a procesos de fractura: a temperaturas inferiores rompe de forma frágil con poca deformación y poca energía; a temperaturas superiores al comportamiento es el contrario y por lo tanto más aconsejable. Así el conocimiento de la RT_{NDT} define los límites de temperatura de operación de la vasija. Si tal como se han descrito, el reactor opera por encima de la RT_{NDT} el USE es una medida de la energía necesaria para romper el material en presencia de defectos.

Por efecto de la fragilización neutrónica los aceros al carbono sufren un incremento de su RT_{NDT} y un descenso de su USE por lo que los reactores ven limitados su mapa de operación a temperaturas superiores a lo largo del tiempo y de igual forma son cada vez menos tolerantes a la presencia de defectos.

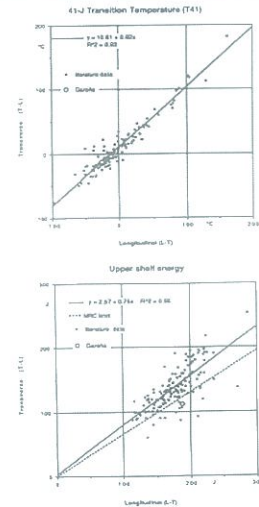
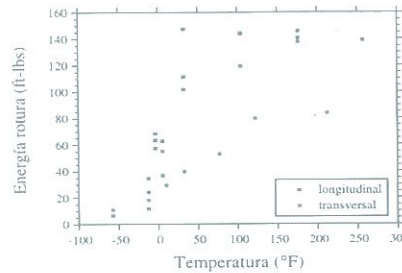
Los ensayos Charpy proporcionan una información sobre la tenacidad de los materiales a través de ensayos muy sencillos, sin embargo, la obtención de los parámetros utilizados en el diseño, como por ejemplo la tenacidad a fractura de los materiales en modo I (K_{IC}), exige la aplicación de una serie de hipótesis muy conservadoras. Estas hipótesis pueden penalizar la operación de las centrales nucleares y podrían

predecir un gasto prematuro de su vida útil. El desarrollo de la mecánica de la fractura ha permitido la obtención de los parámetros de diseño en el campo de la fractura a través de ensayos propios normalizados, evitando de esta forma los conservadurismos que implica el uso de ensayos Charpy. La importancia del conocimiento de las propiedades del material constitutivo de la vasija del reactor de Santa María de Garoña de cara a optimizar su operación y su posible extensión de vida ha conducido a desarrollar las acciones de NUCLENOR que se detallan a continuación.

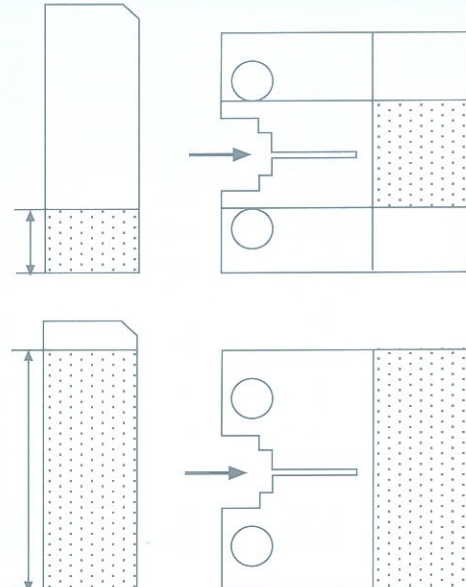
Programa de Vigilancia

Originalmente, desde la puesta en marcha de la central, el reactor disponía de tres cápsulas que contenían nuestras características tanto del material base como del material de soldadura constitutivos de la vasija. El objeto de estas cápsulas era su extracción a lo largo del tiempo para poder estimar la respuesta de los materiales frente a la irradiación neutrónica. Dos de estas cápsulas ya han sido extraídas y sus resultados analizados mediante los métodos actualmente en vigor. Como consecuencia de estos análisis se conoce el estado actual del material y se puede obtener su proyección para los años siguientes la Figura II muestra la proyección del USE y de la RT_{NDT} del material base y del de soldadura en función de

FV



FVI



los años efectivos a plena potencia (EFPY). La Figura III también muestra los límites aplicables actualmente en vigor.

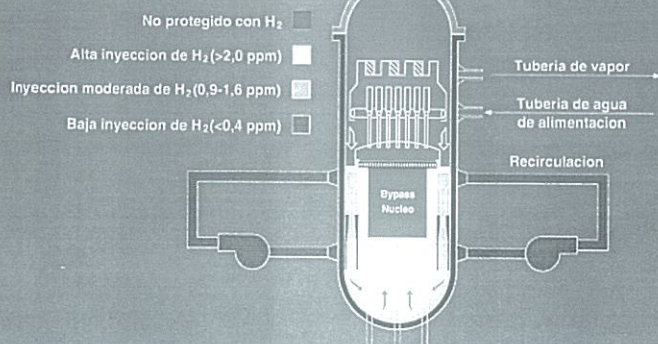
Cabe mencionar que las cápsulas extraídas han sido sustituidas tanto por nuevo material como por los restos de las probetas ensayadas por si en el futuro fuera necesario realizar ensayos adicionales.

Reconstrucción de probetas

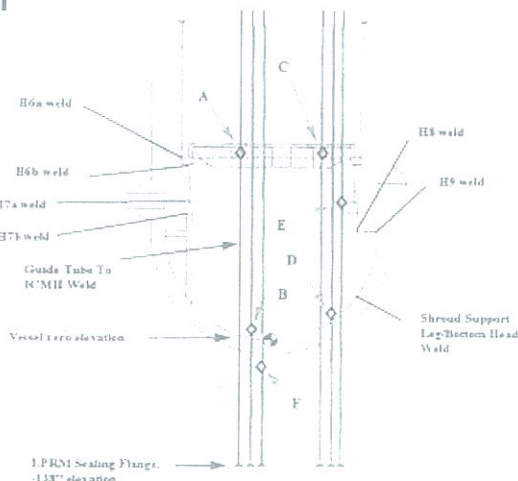
La vasija del reactor de SMG presenta un comportamiento anisótropo frente a la tenacidad o fractura por efecto del proceso de fabricación de las virolas que la componen. Por esta razón es importante conocer el comportamiento del material en función de la orientación de los defectos postulados. En el caso de que no se conozca esta variación, el diseño será penalizado por el uso de valores conservadores.

F VII

Protección con Inyección de Hidrógeno



F VIII



Probetas compuestas

Con objeto de obtener parámetros característicos del comportamiento en fractura del material se ha desarrollado un programa orientado a la fabricación, ensayo y validación de probetas de tipo compacto (CT) compuestas reconstruidas a partir de probetas Charpy como muestra la Figura VI.

Esta Figura muestra las distintas configuraciones de probetas de tipo CT ensayadas que según puede apreciarse permiten la

caracterización del material en distintas orientaciones. Dentro de este mismo programa también se están desarrollando técnicas de ensayo de probetas Charpy preagrietadas, tanto en régimen estático como dinámico, de cara a obtener parámetros característicos del comportamiento del material a partir de la geometría de probeta disponible. Debido a los esperanzadores resultados preliminares de este programa se han colocado, durante la PR-96, en el interior de la vasija, probetas CT reconstruidas para ensayarlas y analizarlas en el futuro.

Inspección de la vasija

Como complemento de los apartados relativos a la vasija cabe mencionar que de cara a su gestión es importante conocer no sólo las propiedades del material que la constituye sino también su estado de defectos. En esta línea, durante las paradas de 1992 y 1994, NUCLENOR llevó a cabo un esfuerzo importante para com-

pletar la inspección mediante técnicas de ultrasonidos de las soldaduras de la vasija. Esta inspección se ejecutó usando las técnicas más modernas existentes en el momento y el resultado fue que no se detectó ninguna indicación relevante.

Fatiga

La fatiga es un fenómeno degradatorio de los materiales por efecto acumulado de ciclos tensionales a lo largo del tiempo. El origen de los ciclos sobre el material de la vasija tiene su origen en variaciones térmicas del refrigerante que está en contacto con él. Los procesos de fatiga que se desarrollan en el interior del reactor actúan bajo dos mecanismos distintos:

- Fatiga de altos ciclos: Causada por la mezcla de líquidos a distintas temperaturas que producen turbulencias y por lo tanto variaciones térmicas de alta frecuencia.
- Fatiga de bajos ciclos: Causada por las variaciones térmicas del refrigerante del reactor como consecuencia de los distintos modos de operación o transitorios. Estas variaciones se producen a baja frecuencia.

Los efectos de la fatiga son más acusados en los puntos donde se concentran las tensiones existentes en la vasija, hecho este que se produce de forma predominante en las toberas. Si a éste añadimos que las toberas son los puntos por los que el refrigerante, bien abandona o bien se introduce a la vasija, estos lugares son en los que se produce la mezcla de fluidos a distinta temperatura.

El cálculo de fatiga original de la vasija se basó en la definición de unos ciclos de operación técnicos muy conservadores postulados en un número también conservador frente a la vida útil de la central. El desconocimiento de los parámetros, características y el número de transitorios que afectan a la vasija podría limitar su vida en servicio. De cara a limitar estas deficiencias NUCLENOR tiene instalado un analizador de transitorios que recoge en tiempo real una serie de parámetros característicos para definir la severidad de los ciclos de operación. Estos parámetros se reciben directamente del ordenador de proceso de la planta. Este sistema de archivo también permite la contabilidad del número de ciclos producidos.

Por otro lado, el cálculo de la vasija de los reactores de agua en ebullición de forma general demuestra que las toberas de entrada de agua de alimentación son los puntos críticos frente a procesos de fatiga. Es por esta razón que estas toberas reciben un tratamiento especial frente al resto, en este caso tienen instalado un sistema denominado sistema de monitorización de fatiga. Este sistema calcula el gasto en fatiga de las toberas de agua de alimentación en tiempo real a través de los pasos siguientes:

1) Registro en tiempo real de la temperatura del fluido en contacto con el material constitutivo de la tobera. Esta temperatura se calcula a través del conocimiento del caudal y la temperatura de los distintos fluidos que atraviesan la tobera.

En esta línea NUCLENOR llevó a cabo un programa de reconstrucción de probetas Charpy que permitió la determinación de la tenacidad del material de la vasija en las dos orientaciones representativas respecto a la dirección principal del trabajo (PWD) del material: longitudinal y transversal.

Todas las probetas disponibles originalmente responden a la orientación longitudinal, sin embargo la orientación transversal es la que se esperaba que presentara valores más conservadores. Para confirmar esta hipótesis se reconstruyeron probetas Charpy transversales a partir de los restos de probetas longitudinales ya ensayadas como muestra la Figura IV.

Las gráficas contenidas en la Figura V muestran los resultados obtenidos así como la situación de la vasija de SMG en comparación con datos bibliográficos representativos de materiales similares. Por un lado se aprecia la disminución de la tenacidad al impacto en la dirección transversal respecto a la longitudinal y por otro lado se observa el buen ajuste del material en el marco de las referencias bibliográficas.

ENSAYOS NO DESTRUCTIVOS REALIZADOS

INSTALACIONES	PUNTOS DE CONTROL	Nº DE TESTIGOS PROBETAS	PUNTOS DE PH	MUESTRAS ALCALINIDAD	MEDIDAS ESCLEROMETRICAS (Kp/cm ²)	MEDIDAS DE FISURAS
Edificio reactor	38	12	6	—	394-571	8
Edificio turbina	17	8	4	—	451-592	3
Edificio trat. gases	3	1	—	—	450-496	1
Cubetos	4	—	—	3	369-550	1
Sala de cables	1	—	—	—	384-384	—
Chimenea	4	—	—	—	416-480	—
Sala generadores	4	1	—	—	348-528	—
Edif. Trat. Residuos	3	—	—	1	438-529	—
Zona de transformadores	1	1	—	1	440-500	1
Sala de control	1	—	—	—	408-480	—
Estructura de toma	2	—	—	2	480-544	1
Canal de agua circulación	1	—	—	1	516-516	—
Sala 400-4000V	1	1	—	—	332-350	—
Salas de baterías	2	—	—	—	462-552	—
	82	23	10	8	332-592	15

2) Evaluación de las tensiones producidas por efecto de las variaciones térmicas de la tobera. Estas tensiones se calculan por medio de funciones de influencia especialmente desarrolladas para la geometría de interés con modelos de elementos finitos. Las funciones de influencia son la respuesta de la tobera frente a una variación térmica unitaria de tipo escalón, su integración a lo largo del transitorio analizado conduce a la obtención del perfil de tensiones necesario para el cálculo de fatiga.

3) Evaluación de las tensiones mecánicas producidas por el transitorio. Estas tensiones se obtienen a partir de parámetros recibidos del ordenador de proceso de la planta y se basan principalmente en la posición y temperatura del reactor.

4) Una vez conocidas las tensiones actuantes en la tobera, el sistema de monitorización de fatiga evalúa el gasto en fatiga del conjunto mediante el empleo de los procedimientos y normas contenidas en el Código ASME.

Cabe asimismo mencionar que este fenómeno degradatorio se ha venido teniendo en cuenta a la hora de diseñar componentes en contacto con la vasija del reactor y por supuesto se habrá de considerar en los diseños futuros. Un ejemplo es la sustitución de los rociadores de agua de alimentación efectuada en 1994. El nuevo diseño incorpora una doble camisa térmica, frente a la única original, de cara a minimizar los procesos de fatiga en la tobera.

INTERNOS

Se denominan internos a los componentes situados en el interior de la vasija del reactor. Estos componentes al no constituir barrera de presión cumplen una función estructural de baja responsabilidad, su funcionalidad se relaciona con el rendimiento de la operación de la central. Al estar constituidos principalmente por aceros inoxidables y aleaciones de base níquel el principal fenómeno degradatorio que los afecta es la corrosión bajo tensión intergranular (IGSCC) que también puede producirse en su versión asistida por irradiación (IASCC). Algunos componentes son también susceptibles de sufrir daño por efecto de fatiga, corrosión o fragilización.

Los internos de mayor relevancia, aparte del combustible de los BWR, abarcan:

- Secador de vapor.
- Separador de humedad.
- Rejillas superior e inferior.
- Barrilete y soporte.
- Bombas de chorro.
- Mecanismos de actuación de las barras de control, alojamientos y tubos guía.

Dada la reciente problemática surgida respecto a estos componentes, NUCLENOR ha llevado a cabo las acciones que a continuación se describen.

Estudio de Evaluación de Internos

El objetivo de este estudio es la recopilación de

la información necesaria para establecer un programa de actuación sobre los internos de cara a adelantarse para obtener este objetivo han sido los siguientes:

- Evaluación de la susceptibilidad de cada componente a los fenómenos degradatorios conocidos: IGSCC, IASCC, fatiga, corrosión y fragilización. Se han analizado los materiales constitutivos, la configuración geométrica de los componentes, su historia pasada, su posición relativa respecto al núcleo y por lo tanto su afectación por el flujo neutrónico y su estado tensional y finalmente el ambiente en el que se encuentran localizados.

El resultado de esta evaluación es la ordenación de los internos en función de su susceptibilidad a los fenómenos degradatorios. Así los internos se han clasificado en tres grupos de prioridad, correspondiendo una prioridad mayor a una necesidad más urgente de actuación.

- Revisión de las Bases de Diseño de los internos de mayor prioridad.
- Determinación de las longitudes de fisura crítica para los internos de mayor prioridad.
- Evaluación de las posibilidades de inspección de cada componente incluyendo las técnicas y el equipamiento disponible en la actualidad.
- Evaluación de la tecnología existente para la reparación o sustitución de todos los internos.

- Evaluación de las opciones de mitigación en las diferentes zonas de la vasija.

NUCLENOR, como miembro del Grupo de Propietarios de BWR's españoles, forma parte de programas de investigación internacionales dedicados a la resolución de la problemática que afecta los internos (Proyecto VIP y otros).

Inyección de Hidrógeno

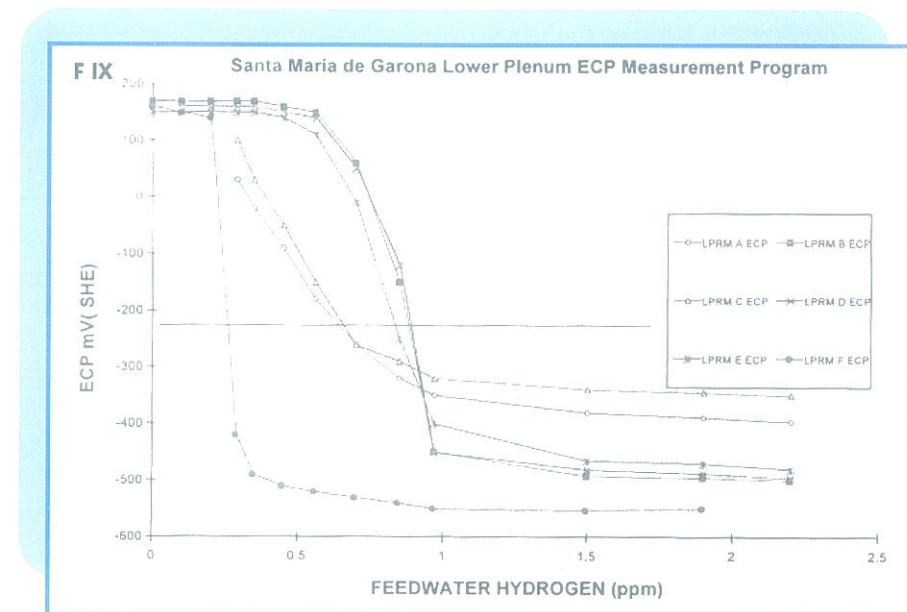
Desde mediados de los años 80, NUCLENOR ha venido inyectando hidrógeno en el reactor de Garoña para proteger (mitigar) las tuberías de acero inoxidable del sistema de recirculación frente al fenómeno de la IGSCC.

La susceptibilidad de los aceros inoxidables a la IGSCC es dependiente del ambiente en que se encuentran localizados, de forma general, los ambientes son más agresivos cuanto más oxidantes. El efecto de la inyección de hidrógeno es su combinación con el oxígeno y otras especies oxidantes de cara a reducir la capacidad de oxidación del medio y por lo tanto su agresividad. Una medida de la agresividad del medio se obtiene a través del potencial de corrosión electroquímica (ECP), cuanto menor es este índice menor es la agresividad del ambiente químico para los materiales constitutivos de los internos.

La tasa de hidrógeno a inyectar en Garoña para proteger las tuberías de recirculación se decidió en base a ensayos de inyección a distintos niveles y medida del ECP correspondiente a cada nivel de inyección. Para efectuar estos ensayos fue necesario el diseño y montaje de una estación de muestreo, medida, toma y adquisición de datos.

La inyección de hidrógeno se ha mostrado eficiente para conseguir los objetivos inicialmente propuestos, sin embargo, una de las conclusiones preliminares del Estudio de Evaluación de Internos previamente descrito, es la necesidad de mitigación en los internos situados por debajo del núcleo de combustible. La razón es que estos componentes son los de más difícil acceso para inspeccionar, reparar o sustituir y sin embargo están situados en una zona desde la inyección de hidrógeno es efectiva como muestra la Figura VII. En esta Figura se dividen las zonas del reactor en función del nivel de inyección de hidrógeno necesario para su protección. En ella se puede apreciar cómo para proteger la zona inferior del reactor es necesario inyectar un nivel moderado de hidrógeno en lugar del nivel bajo necesario para proteger las tuberías de recirculación. Por estas razones NUCLENOR decidió aumentar su tasa de inyección de hidrógeno a partir de 1994.

Asimismo, para determinar de forma fiable la tasa de hidrógeno necesaria para proteger el fondo de la vasija, NUCLENOR se decidió a acometer en 1996 un programa experimental de medición del ECP en dicha zona mediante electrodos situados en seis LPRM's modificados. Estos electrodos se colocaron en zonas centrales y periféricas de la vasija, a distintas elevaciones, de cara a obtener un mapa de la respuesta del fondo de la vasija frente a la in-



yección de hidrógeno, ver Figura 8. El resultado de este programa experimental se refleja en la Figura IX mediante la cual se puede determinar el nivel óptimo de inyección de hidrógeno para mitigar las distintas áreas del fondo de la vasija.

Por otro lado, se está desarrollando un modelo radiolítico a través del cual es posible determinar la respuesta de todo el reactor a la inyección de hidrógeno. Estos modelos radiolíticos resuelven mediante complejos programas de ordenador toda la cinética de reacciones radiolíticas que tienen lugar en el reactor, dada la complejidad de las ecuaciones características del proceso es importante la disponibilidad de datos experimentales para ajustar los resultados. En el caso de Garoña estos datos experimentales de ajuste provienen de los programas de medida de ECP mencionados en este apartado.

ESTRUCTURAS DE HORMIGÓN

Dentro del programa de gestión de vida de las estructuras de hormigón de la central, se viene realizando desde el año 1988, y coincidiendo con las Paradas de Recarga, estudios de evaluación, revisión y mantenimiento del estado de conservación de la obra civil.

Este plan se realiza para asegurar que los edificios, cimentaciones y estructuras en general que albergan y soportan las instalaciones y equipos, cumplen con los objetivos para los que fueron proyectados.

Los objetivos que persigue el plan se fundamentan en determinar la importancia de los deterioros existentes, el origen de los mismos y su evolución futura, la necesidad y urgencia de las reparaciones, los procedimientos y materiales de reparación más adecuados y la metodología a seguir en futuras inspecciones.

El plan se basa fundamentalmente en una serie de visitas de inspección. En ellas se hace un determinado examen de los deterioros obser-

vados con anterioridad, complementado con algunos ensayos "in situ" no destructivos y la colocación de testigos para su seguimiento y evolución en el tiempo.

Paralelamente se examinan también distintos elementos estructurales, elegidos al azar, con el objeto de hacer un muestreo que indique de una manera general el estado de conservación de las estructuras.

Todos los puntos observados se enumeran y se señalan "in situ", así como en los planos correspondientes para su perfecta identificación. Al mismo tiempo se realiza un reportaje fotográfico de todos los lugares identificados.

Los testigos o muestras de hormigón extraídos como consecuencia de otros trabajos son analizados en laboratorio y contrastados con la información obtenida en las visitas de inspección.

A partir de los datos obtenidos en las inspecciones y ensayos realizados, se revisan los planos y cálculos de aquellos elementos estructurales que presentan algún signo de deterioro, se realiza un análisis y diagnóstico del estado de conservación de la estructura y se prepara el procedimiento de reparación, por si fuera necesario tomar alguna acción, o se indican las recomendaciones a seguir.

El plan de inspección y el programa general se revisa periódicamente en función de los resultados de la inspección y ensayos realizados. Todo ello se incorpora a un manual de mantenimiento de obra civil en donde se registran los resultados de las inspecciones y las reparaciones efectuadas.

Con este plan de gestión de vida de las estructuras de hormigón se pretende seguir un programa metódico que garantice la integridad estructural mediante un mantenimiento adecuado de las mismas, evitando llegar a sustituciones y reparaciones significativas.

En la Tabla siguiente se resumen las principales estructuras sometidas a este programa y el tipo, número y algunos resultados de los ensayos no destructivos realizados