



CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR
REGISTRO GENERAL
SALIDA 11472
Fecha: 10-12-2018 13:32

ASUNTO: RESPUESTA A LA RESOLUCIÓN QUINCUAGÉSIMO PRIMERA, APROBADA POR LA COMISIÓN DE ENERGÍA, TURISMO Y AGENDA DIGITAL, DEL CONGRESO DE LOS DIPUTADOS, EN LA SESIÓN CELEBRADA EL 13 DE JUNIO DE 2018, AL INFORME ANUAL 2016 DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN), SEGÚN LA CUAL: "EL CONGRESO DE LOS DIPUTADOS INSTA AL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR A ENVIAR A LA PONENCIA ENCARGADA DE LAS RELACIONES CON EL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR UN INFORME DE SEGUIMIENTO DE LAS IMPLICACIONES DE LA PARADA DE LA PLANTA DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II, DESPUÉS DE HABERSE OBSERVADO UN AUMENTO DE CAUDAL DEL AGUA RECOGIDA EN LOS SUMIDEROS DEL EDIFICIO DE CONTENCIÓN, DEBIDO A LA ROTURA DE UNA VÁLVULA DE VENDEO, INDICANDO QUÉ ELEMENTOS DE LA CULTURA DE LA SEGURIDAD FALLARON Y QUÉ MEJORAS EN LA PLANTA SE HAN LLEVADO A CABO PARA EVITAR QUE ESTE SUCESO VUELVA A REPETIRSE."

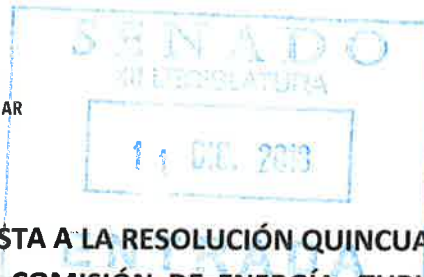
Adjunto se remite respuesta a la Resolución quincuagésimo primera, adoptada por la Comisión de Energía, Turismo y Agenda Digital del Congreso de los Diputados, con relación al Informe Anual del CSN del año 2016.

Madrid, a 5 de diciembre de 2018
Presidente

Fdo.: Fernando Marti Scharfhausen



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR



CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR
REGISTRO GENERAL

SALIDA 11473

Fecha: 10-12-2018 13:33

ASUNTO: RESPUESTA A LA RESOLUCIÓN QUINCUAGÉSIMO PRIMERA, APROBADA POR LA COMISIÓN DE ENERGÍA, TURISMO Y AGENDA DIGITAL, DEL CONGRESO DE LOS DIPUTADOS, EN LA SESIÓN CELEBRADA EL 13 DE JUNIO DE 2018, AL INFORME ANUAL 2016 DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN), SEGÚN LA CUAL: "EL CONGRESO DE LOS DIPUTADOS INSTA AL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR A ENVIAR A LA PONENCIA ENCARGADA DE LAS RELACIONES CON EL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR UN INFORME DE SEGUIMIENTO DE LAS IMPLICACIONES DE LA PARADA DE LA PLANTA DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II, DESPUÉS DE HABERSE OBSERVADO UN AUMENTO DE CAUDAL DEL AGUA RECOGIDA EN LOS SUMIDEROS DEL EDIFICIO DE CONTENCIÓN, DEBIDO A LA ROTURA DE UNA VÁLVULA DE VENDEO, INDICANDO QUE ELEMENTOS DE LA CULTURA DE LA SEGURIDAD FALLARON Y QUE MEJORAS EN LA PLANTA SE HAN LLEVADO A CABO PARA EVITAR QUE ESTE SUCESO VUELVA A REPETIRSE."

Adjunto se remite respuesta a la Resolución quincuagésimo primera, adoptada por la Comisión de Energía, Turismo y Agenda Digital del Congreso de los Diputados, con relación al Informe Anual del CSN del año 2016.

Madrid, a 5 de diciembre de 2018

Presidente

Fdo.: Fernando Marti Scharfhausen

RESPUESTA A LA RESOLUCIÓN QUINCUAGÉSIMO PRIMERA, APROBADA POR LA COMISIÓN DE ENERGÍA, TURISMO Y AGENDA DIGITAL, DEL CONGRESO DE LOS DIPUTADOS, EN LA SESIÓN CELEBRADA EL 13 DE JUNIO DE 2018, AL INFORME ANUAL 2016 DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN), SEGÚN LA CUAL: “EL CONGRESO DE LOS DIPUTADOS INSTA AL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR A ENVIAR A LA PONENCIA ENCARGADA DE LAS RELACIONES CON EL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR UN INFORME DE SEGUIMIENTO DE LAS IMPLICACIONES DE LA PARADA DE LA PLANTA DE LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II, DESPUÉS DE HABERSE OBSERVADO UN AUMENTO DE CAUDAL DEL AGUA RECOGIDA EN LOS SUMIDEROS DEL EDIFICIO DE CONTENCIÓN, DEBIDO A LA ROTURA DE UNA VÁLVULA DE VENDEO, INDICANDO QUÉ ELEMENTOS DE LA CULTURA DE LA SEGURIDAD FALLARON Y QUÉ MEJORAS EN LA PLANTA SE HAN LLEVADO A CABO PARA EVITAR QUE ESTE SUCESO VUELVA A REPETIRSE.”

En contestación les remitimos el informe que el CSN elaboró sobre la fuga de la barrera de presión de esa instalación y que da respuesta a la Resolución

INFORME SOBRE LA FUGA EN LA BARRERA DE PRESIÓN DE VANDELLÓS II

a) ASPECTOS GENERALES DEL DISEÑO DE CN VANDELLÓS II

La central nuclear Vandellós II (VA2) está situada en el término municipal de Vandellós, provincia de Tarragona. Funciona mediante un sistema nuclear de producción de vapor con un reactor de agua a presión del tipo PWR, del suministrador Westinghouse. La central inició su operación comercial en 1988 y la vigente autorización de explotación fue otorgada el 21 de julio de 2010, siendo la potencia térmica autorizada es de 2940,6 MWt, correspondiente a una potencia eléctrica de 1098 MWe. Los titulares son Endesa Generación SA e Iberdrola Generación SA.

Los materiales constructivos del circuito primario (también denominado sistema de refrigeración del reactor, RCS) y de los sistemas conectados a él responden a estándares de calidad y códigos de mantenimiento que proporcionan la robustez y estanqueidad necesarias para el funcionamiento fiable durante la vida de la instalación. El alcance de estructuras, sistemas y componentes a los que aplican estos criterios de diseño se determina a partir del concepto de **barrera de presión del RCS**, que se define como el conjunto de componentes sometidos a presión que, o bien son parte del circuito primario, incluyendo válvulas de alivio y seguridad, o bien son parte de los sistemas

conectados a dicho circuito hasta, e incluyendo, al menos dos dispositivos de aislamiento.

Las propiedades estructurales y de estanqueidad se mantienen aplicando programas de vigilancia que incluyen requisitos de inspección y prueba aceptados por el CSN y que, generalmente, emplean como referencia la normativa del regulador nuclear de EEUU (Nuclear Regulatory Commission, NRC), país de origen de la tecnología de esta central.

Adicionalmente, existen requisitos para el seguimiento y vigilancia de las fugas del RCS que puedan producirse durante la operación normal. Tales requisitos se incluyen en el documento denominado Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), que engloba las exigencias mínimas para garantizar la operación segura de la central. Dichas ETF son parte de los Documentos Oficiales de Explotación estipulados en la autorización de explotación vigente y están sometidas a la regulación establecido por el CSN en su Instrucción de Seguridad IS-32 *Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en centrales Nucleares*, en revisión 0 de 16 de noviembre de 2011.

Un reactor tipo PWR funciona por ciclos de operación de 12/18 meses, tras los cuales se realiza una parada para la recarga del combustible. Finalizada la recarga y antes del arranque del reactor, el circuito primario se inspecciona para identificar las posibles fugas existentes, siempre de muy baja magnitud, y descartar que sean **fugas en la barrera de presión**, concepto definido en las propias ETF y que se refiere a las fugas:

- Producidas en el circuito primario, en los límites físicos de la Barrera de Presión.
- No aislables.
- Consecuencia de un fallo del material estructural (poro o grieta) de algún componente del circuito, excluyendo las fugas a través de juntas, bridas, cierres mecánicos, etc.

Aunque todas las fugas del circuito primario son objeto de seguimiento, las fugas en la barrera de presión son de especial relevancia, al poder ser indicativas de la rotura del componente afectado. Por ello, durante la operación a potencia se establece un programa de vigilancia de fugas que permita:

- i) Detectar los incrementos de las fugas observadas al inicio del ciclo.

- ii) Identificar el origen de la fuga, discriminando si es fuga en la barrera de presión y, si es posible, el mecanismo degradatorio que la origina.

Los requisitos aplicables a la vigilancia de las fugas se recogen en procedimientos elaborados con el fin de cumplir los límites de fugas especificados en las ETF y en los programas del mantenimiento de los materiales. Estos procesos están sometidos a la supervisión del CSN, al tener como objeto la verificación de requisitos de seguridad.

b) REQUISITOS APLICABLES AL SEGUIMIENTO DE LAS FUGAS

• Requisitos genéricos de las ETF

Las ETF establecen requisitos de obligado cumplimiento para proporcionar una envolvente razonable de integridad estructural y disponibilidad operativa en cuanto a:

- (i) Las condiciones de funcionamiento del primario que puedan afectar a la calidad de los materiales (condiciones químicas, actividad del refrigerante, presión y temperatura, etc), proporcionando pautas para la inspección en servicio.
- (ii) Los medios para el control y seguimiento de las fugas producidas durante la operación, especificando los límites y las acciones aplicables.
- (iii) Los requisitos que determinan el tipo de vigilancia de fugas y la frecuencia de su realización (pruebas periódicas, monitorización, etc).

Las ETF establecen que el límite de “fugas en la barrera de presión” (FBP) es 0. Sin embargo, son admisibles “fugas no identificadas”, hasta un límite de 1 gpm (227 l/h), valor sustentado experimentalmente y en análisis de mecánica de la fractura. No siendo posible en todos los casos discernir fácilmente si una fuga no identificada es fuga en la barrera de presión, es aceptable en ese caso disponer de un margen de tiempo para obtener evidencias concluyentes sobre la fuga, antes de iniciar la parada de la planta que sería requerida de no poder descartarlo, siempre y cuando estas acciones respondan a metodologías que cumplan la normativa establecida por el CSN.

Para la detección y el seguimiento de las fugas se requiere instrumentación capaz de detectar una fuga de 1 gpm (227 l/h) en menos de 1 hora con, al menos, tres medios o sistemas independientes de detección. Además, el titular dispone de un programa de seguimiento de fugas en continuo que aporta una mayor sensibilidad que permite

detectar fugas considerablemente inferiores a los límites de las ETF y responde a otros requisitos normativos que se explican en el apartado a continuación.

- **Requisitos específicos del CSN**

En el año 2000 el CSN emitió la carta de referencia CSN-C-DSN-00-595, aplicable a todas las centrales, requiriendo medidas para la gestión de las fugas no identificadas que contemplasen las actuaciones necesarias para investigar y localizar su origen, indicando explícitamente que *a partir de dichas actuaciones se realiza sistemáticamente un análisis para determinar si la fuga constituye Fuga en la Barrera de Presión y, en caso afirmativo, se aplican las acciones correspondientes (parar la central).*

El 26 de febrero de 2001 se mantuvo una reunión entre el CSN y los titulares en la que se abordaron dudas de interpretación de lo requerido por el CSN, recogiendo en el acta de la reunión (remitida por carta de la Dirección Técnica CSN-C-DSN-01-186) que *una fuga no identificada no se convierte en fuga por la barrera de presión si no se determina con precisión su origen*, de acuerdo con la práctica operativa internacional, que permiten llevar a cabo las investigaciones razonables para identificar la fuga.

Posteriormente se produjeron dos sucesos de especial relevancia en cuanto a la detección de fugas como indicador de los mecanismos de degradación activos en los materiales, en las centrales americanas de Davis-Besse en 2002 y Wolf Creek en 2006. Esta experiencia operativa dio lugar a un plan de acciones correctoras impulsado por la NRC, incluyendo el desarrollo de guías metodológicas para la detección de fugas no identificadas desde valores suficientemente bajos como para proporcionar márgenes de tiempo para emprender las acciones de seguimiento e identificación, antes de tomar la decisión de iniciar una parada.

El CSN incorporó el resultado de estos procesos en el marco regulador español, emitiendo en julio de 2007 la Instrucción Técnica (IT), de carácter mandatorio, con referencia CSN-IT-DSN-07/24 CNVA2/VA2/07/19, que requiere a los titulares de las centrales PWR un programa de monitorización de las fugas no identificadas recogido en un procedimiento comparable a los aceptados por la NRC para las centrales americanas.

En octubre de 2007, Vandellós II remitió al CSN la respuesta a esta IT, adjuntando el procedimiento PA-182 *Programa de control de fugas del RCS y de la corrosión por ácido bórico*, cuya revisión 6 actualmente en vigor incorpora las guías metodológicas WCAP implantadas por las centrales americanas, desarrolladas por el grupo de propietarios de centrales PWR (PWROG), cuya aplicación es aceptable por la NRC.

Por tanto, el marco regulador vigente para Vandellós II en materia de vigilancia y control de fugas del circuito primario lo constituyen las ETF, interpretadas en los términos aclaratorios que constan en la carta de referencia CSN-C-DSN-01-186, y la Instrucción Técnica del CSN, CSN-IT-DSN-07/24 CNVA2/VA2/07/19, con respecto a la que guarda conformidad el procedimiento del titular PA-182 para el seguimiento de las fugas.

c) DESCRIPCIÓN DE LOS HECHOS QUE HAN PRODUCIDO LA FUGA EN LA BARRERA DE PRESIÓN EN LA CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II

- **Causas y circunstancias**

Los hechos que se recogen a continuación, confirmados durante la inspección reactiva del CSN, documentada en el acta CSN/AIN/VA2/18/967, se recopilan en el informe de suceso notificable a 30 días emitido por el titular el 28 de mayo de 2018, ISN-18/001, en cumplimiento de lo establecido en la Instrucción de seguridad del CSN IS-10, sobre notificación de sucesos en centrales nucleares.

El titular venía registrando durante el ciclo un caudal de llenado de sumideros de suelos de la contención de unos 3 l/h, de los que 1 l/h procedía del circuito primario. Estos valores eran coherentes con las fugas existentes desde el inicio del ciclo. Como ya se ha indicado, finalizada la recarga y antes del arranque, se realiza una prueba a presión del RCS, cuya ejecución satisfactoria garantiza razonablemente que no hay fugas en la barrera de presión y que las fugas no identificadas observadas durante la prueba pueden asumirse dentro del límite de 227 l/h establecido en las ETF para la operación normal.

A partir del 5/02/2018 se observó un incremento de la fuga no identificada, hasta 8,71 l, junto con un aumento del nivel de los sumideros de contención.

El 9/02/2018 se realizó una toma de muestras y se estimó un caudal total a sumideros de 5,7 l/h.

El 13/02/2018 la fuga alcanzó el nivel de acción 1 del procedimiento PA-182, con un caudal estimado de fuga del primario a sumideros de 5 l/h. Se realizaron las acciones establecidas para este nivel de acción:

- Confirmar la indicación en un plazo de 72 horas.

- Comunicar a Sala de Control la entrada en el Nivel de Acción 1 del PA-182.
- Estimar el valor de la fuga a sumideros en un plazo de 72 horas.
- Realizar la *Evaluación de las fugas del RCS*, según el procedimiento PQC-84, y presentarla al comité de seguridad nuclear de la central (CSNC) en la siguiente convocatoria.

Con fecha 13/02/2018 el análisis de yodos y partículas de la atmósfera de la contención mostró un aumento de actividad, indicativa de una procedencia de la fuga del RCS. Se trata de valores muy bajos de actividad, liberada al recinto de contención, donde se confina y recoge en los sistemas diseñados con esta finalidad.

Con fecha 16/02/2018 se realizó la primera entrada a contención, comprobando un goteo en la descarga al sumidero de suelos A. La fuga se estimó entre 8 y 10 l/h. Para este nivel 1 de acción ni el procedimiento PA-182 ni los documentos metodológicos en que se basa contemplan el acceso a contención, sólo planteada al nivel 3 para determinar el origen de la fuga. Cualquier acceso a contención en estas condiciones implica la exposición a la radiación del personal que la realice, por lo que debe estar justificada.

El 22/02/2018 se accedió por segunda vez a contención, tomando muestras del aporte al sumidero de suelos A y determinando que la mayor parte del volumen procedía del RCS.

El 26/02/2018 se volvió a tomar muestra de la atmósfera de contención, estimándose una fuga comprendida entre 9 y 11 l/h.

El 27/02/2018 se constituyó el CSNC del titular, que acordó realizar una inspección en el interior de contención mediante robot por la zona accesible de los lazos del circuito primario.

Con fecha 01/03/2018 se realizó la primera inspección robotizada en la cota 100 del recinto, observando restos de boro en la zona del lazo A y un goteo procedente de una cota superior, cuyo potencial origen se ubicó en el venteo de la línea de carga alternativa o en la línea de drenaje del acumulador A. La toma de muestras del sumidero A condujo a un valor de la fuga de 7l/h.

(La contención está compartimentada en cotas, lo que dificulta la identificación del origen de la fuga y requiere planificar los accesos por cotas y tomando referencias, como este goteo, que permitía localizar hipotéticamente la fuga en la zona de la vertical, pero en cotas superiores a la de observación).

El 2/03/2018 se introdujo el robot en la cota superior +108, confirmando la fuga desde la válvula BB-104 de drenaje del acumulador A. El titular decidió parar la central e inspeccionar la válvula para discernir si era fuga en barrera de presión.

(Las tuberías del circuito primario suelen estar recubiertas por un armazón aislante (calorifugado) que impide la visualización directa del punto de fuga. En este caso se ubicó la fuga en esta válvula por la emisión de vapor a través de las juntas del calorifugado, aunque para confirmarlo era necesario desmontarlo en las condiciones de parada adecuadas.)

Con fecha 2/03/2018 se comenzó la parada ordenada de la planta y el titular emitió el informe de suceso notificable ISN-18/001 por el criterio de notificación en 1 hora E.1 de la IS-10, *Parada no programada de la central.*

El mismo día 2 de marzo de 2018, habiéndose alcanzado el Modo 3 de operación (espera caliente), se confirmó que se trataba de una fuga en la barrera de presión, en la soldadura tipo "socket" de la válvula BB-104. El titular emitió la revisión 1 del ISN-18/001, aplicando los criterios de notificación de la IS-10, D.1 *Iniciación de la secuencia de parada cuando esta es requerida por las ETF*, D.3 *Cualquier operación o condición no permitida por las ETF de la central* y E.3 *Cualquier suceso o condición que afecte a la central y que suponga o haya supuesto un potencial impacto sobre su seguridad, incluyendo la degradación de alguna barrera de seguridad.*

También se identificó en la misma inspección una fuga en la línea de drenaje de la caja de aguas del Generador de Vapor A, al observar en el suelo restos de ácido bórico. El análisis isotópico indicó que se trataba de una fuga activa iniciada, aproximadamente, en mayo de 2017, con un volumen total de fuga inferior a 40 l, correspondiente a una tasa de fuga inferior a 0,005 l/h. Estos valores están muy por debajo de los niveles de detección de la instrumentación, por lo que constituye un tipo de fuga no detectable durante la operación normal que suele identificarse durante las inspecciones visuales de las paradas de recarga. Existen abundantes ejemplos de experiencia operativa internacional de fugas similares.

En cuanto a las causas de la fuga en la barrera de presión, el análisis de causa raíz realizado por el titular incluido en el Informe de Suceso Notificable a 30 días, concluye lo siguiente:

- Fuga en la válvula BB-104: La causa más probable es la fatiga de altos ciclos, o vibratoria. Como contribuyente adicional se identifica la posible inadecuada ejecución de la soldadura en la fase de construcción.
 - Fuga en el drenaje de la caja de aguas del Generador de Vapor A: La causa más probable es el agrietamiento por corrosión bajo tensión (fenómeno conocido como PWSCC) del material de soldadura de la tubería de drenaje con la base del generador de vapor. Como contribuyente adicional se identifica la posible inadecuada traslación de la experiencia operativa ajena a las prácticas de mantenimiento de la central.
- **Cuándo fue detectada la pérdida de refrigerante**

Los primeros indicios de aumento de la pérdida de refrigerante se produjeron el 05/02/2018, al detectar el incremento de la fuga no identificada, de 8,71 l/h, frente al valor de 3 l/h observado al inicio del ciclo, junto con un aumento del nivel de los sumideros de suelos de la contención.

- **Conocimiento de la fuga por parte de la inspección residente y el CSN**

La inspección residente (IR) del CSN realiza una supervisión continua de las actividades del titular en la instalación, conforme al procedimiento del CSN PG.IV.10, e informa diariamente al CSN de las incidencias en las centrales nucleares y su evolución posterior. El responsable de la unidad de inspección residente (INRE) asiste a las reuniones semanales del Comité de Gestión de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear del CSN (CGDSN), en las que se abordan las incidencias de las centrales y su seguimiento.

Asimismo, con ocasión de la reunión del Pleno del CSN semanal, el Director Técnico de Seguridad Nuclear informa al mismo, sobre las incidencias acontecidas en las instalaciones nucleares. En los casos de especial interés, como éste, la comunicación con el Pleno se incrementa, aumentando su frecuencia

Adicionalmente, el CSN se mantiene informado por la vía de los informes de suceso notificable (ISN), remitidos por el titular conforme a la citada IS-10.

En todo momento el CSN ha tenido constancia de esta incidencia corroborando que está dentro de lo previsto durante la operación de la central y de lo asumido en el diseño de la instalación. Al estar dentro de la capacidad de los sistemas de control y confinamiento, estas fugas no requieren la activación de ningún sistema de seguridad. Concretamente, las pérdidas de inventario del RCS que se consideran dentro de la categoría de accidente son aquellas que superan la capacidad de aporte de una bomba de carga, típicamente en torno a 35000 l/h, unas 400 veces mayor que la fuga observada. Por tanto, no resulta apropiado describir esta incidencia como un accidente.

- **Medidas adoptadas**

- Acciones correctoras del titular

- El titular de la instalación realizó un examen de líquidos penetrantes para caracterizar el defecto, confirmando el fallo de la soldadura “socket” de la válvula BB-104 por fatiga inducida por vibraciones. Como acción inmediata, se realizó una inspección visual de los otros dos lazos B y C del circuito primario y de las soldaduras análogas.

- Como extensión de causa, se realizó una inspección visual VT-1 (indicada para discontinuidades e imperfecciones como grietas, desgaste, corrosión o erosión) y líquidos penetrantes a un conjunto de 75 soldaduras “socket”.

- Se sustituyó la válvula BB-104 por una nueva, restituyendo la soldadura “socket” con un diseño más robusto. Estos cambios se implantaron mediante una modificación de diseño finalizada el 21 de marzo de 2018.

- Con respecto al Generador de Vapor A (GV-A), se analizaron los restos de material y depósitos de boro, cuya composición isotópica y metalográfica confirmó que se trataba de una fuga de antigüedad máxima de 10,5 meses, estimada en 0,005 l/h, cuatro órdenes de magnitud inferior al límite inferior de detección (LID, 11,4 l/h) requerido en la normativa aplicable a la instrumentación para monitorizar las fugas del RCS y, por tanto, no detectable en operación normal a potencia.

- Los análisis y la inspección de ultrasonidos realizada confirmaron como causa más probable la corrosión bajo tensión (PWSCC) por la susceptibilidad del material de soldadura, sin afectar al material base del generador de vapor. Por extensión de causa se inspeccionaron los otros dos generadores de vapor, B y C.

Se modificó la línea de drenaje del GV-A, sustituyendo la pieza de acoplamiento a la base del GV por otra con un diseño más robusto y utilizando Inconel-690 en la soldadura, material de baja susceptibilidad al PWSCC. Esta modificación de diseño se realizó también en los otros dos GV-B/C. El 24 de marzo de 2018 finalizó la implantación de la modificación.

Estas soldaduras se han incluido en programas de inspección específicos, conforme al código aplicable ASME-CC 722-1, acción con la que se trasladan recomendaciones de experiencia operativa ajena que el titular identifica en su análisis de causa raíz como un factor contribuyente a no haber detectado la degradación de este material.

Entre las acciones correctoras diferidas se encuentran:

- Análisis metalográfico en laboratorio, adicional a los ya realizados, para confirmar el fallo de la soldadura “socket” de la válvula BB-104.
- Revisar el proceso de toma de decisiones del titular relacionado con la experiencia operativa del Inconel 600, susceptible al PWSCC.
- Acciones de formación para los preparadores de Mantenimiento.
- Revisar las herramientas informáticas para gestionar los cambios en las tareas de mantenimiento de componentes críticos.
- Revisar el PA-182 a la luz de esta experiencia operativa, considerando la posibilidad de incorporar posibles itinerarios de inspecciones robotizadas.

Acciones del CSN

El 6 de marzo de 2018 se constituyó el grupo de evaluación del CSN, que decidió llevar a cabo una inspección reactiva, realizada del 12 al 14 de marzo. La actuación y toma de decisiones responden a los procedimientos del CSN PA.II.05 *Respuesta ante incidentes en centrales nucleares* y PA-IV-11 *Inspecciones reactivas de investigación de incidentes en centrales nucleares*.

Las conclusiones más relevantes de la inspección se indican a continuación y se recogen en el acta CSN/AIN/VA2/18/967 (publicada en la web del CSN) y, asimismo, en la Nota informativa CSN/NI/CNVA2/VA2/1803/01:

- En la última recarga R21 de diciembre de 2016 el titular realizó la inspección visual VT-2, durante la prueba a presión requerida en modo 3. Esta inspección se realiza con el calorifugado instalado, excepto en las zonas intervenidas por reparación durante la parada. La línea del acumulador resultaba visible durante la prueba, obteniendo resultados aceptables.
- Con respecto al drenaje de la caja de aguas del generador de vapor A:
 - ❖ En la recarga R18 se realizó una inspección visual VT-1 de la soldadura, dentro del alcance del programa de requisitos del ASME CC-722-1, con resultados aceptables.
 - ❖ En la última recarga R21 se realizó la inspección visual VT-2 en modo 3, habiendo retirado el calorifugado y sin detectar restos de boro en la soldadura afectada.
- Las líneas afectadas eran las del diseño original y no habían sido intervenidas con anterioridad.
- El titular constituyó el grupo denominado Comité de Seguridad Nuclear de la Central, CSNC, al alcanzar el nivel de acción 1 del PA-182 el 13/02/2018. El acta de reunión, del 27/02/2018, recoge (...) *que mientras se cumpla con el programa establecido de control de fugas se puede considerar razonablemente que no hay una fuga de la barrera de presión. La certeza absoluta no existe pero el cumplimiento con el programa establecido por la industria para el seguimiento y tratamiento de las fugas del primario implica el convencimiento de que la seguridad de la instalación no se ve afectada por el aumento observado hasta la fecha de la fuga no identificada. En cualquier caso, con el ánimo de hacer todo lo posible para identificar la procedencia de la fuga se propone en este CSNC una inspección mediante robot, actuación que va más allá de lo exigido por el programa para el nivel de acción 1 actual.*
- La decisión de parar la planta para identificar el origen de la fuga se tomó el 2/03/2018, conforme al PG-0.11 *Toma de Decisión*. El documento generado

ODM 20180301-001 *Incremento de la fuga no identificada*, recoge el plan de actuación establecido en las tres sesiones convocadas el día 01/03/2018.

- Las acciones realizadas por el titular tras la detección del aumento de la fuga no identificada se ajustaron al procedimiento aplicable PA-182, basado en las guías metodológicas de la industria aceptadas por el CSN para el cumplimiento de su Instrucción Técnica de 2007. Sin embargo, en la valoración realizada por el CSN cabe plantear mejoras de priorización de la rápida determinación de las fugas no identificadas, especialmente por la posibilidad de realizar inspecciones robotizadas. Esta acción ha sido contemplada también por el titular tras el análisis del suceso.

El suceso se analizó internamente en el CSN para su clasificación según la escala internacional de sucesos (INES), utilizando el procedimiento interno PA.II.01 *Clasificación de sucesos utilizando la escala INES*, coherente con el Manual del Usuario de la Escala INES elaborado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La fuga detectada en la barrera de presión no ha tenido impacto radiológico ni afectación a las personas o al medio ambiente, por lo que la clasificación INES se realiza desde el punto de vista de la defensa en profundidad. Además, dado que fue posible realizar una parada ordenada de la central, sin un iniciador de la actuación de sistemas de seguridad ni de la parada rápida de la planta, resulta un suceso de nivel 0 (fuera de la escala).

Es de reseñar que anteriores ISN de centrales nucleares españolas por la misma causa fueron clasificados con nivel 0, así como otros sucesos similares en plantas americanas.

- **Incoación de expedientes sancionadores y su estado**

Analizado el suceso, las acciones correctoras del titular y los resultados de las inspecciones realizadas por el CSN, no se han identificado incumplimientos que lleven a su categorización como hallazgos en el sistema de supervisión integrada de las centrales nucleares (SISC) del CSN, ni se han iniciado actuaciones sancionadoras hacia el titular.

Como se ha indicado justificadamente, la fuga detectada se encuadra entre las incidencias esperadas durante el funcionamiento normal de la central y dentro de la capacidad prevista en el diseño de los sistemas de control, por lo que no hay fundamento para considerar que se trata de un accidente.

Estas fugas han permanecido en todo momento confinadas en el edificio de contención y procesadas dentro de la capacidad de los sistemas específicamente diseñados para su canalización y tratamiento. Por tanto, en ningún momento ha existido riesgo de fugas al exterior de la central.

Los valores observados de fuga no identificada se mantuvieron siempre en el nivel inferior (nivel 1) de los contemplados en el procedimiento de gestión de fugas del RCS del titular, PA-182, el cual es conforme a una metodología aceptada por el CSN para el seguimiento de las fugas y contempla acciones para valores de fuga considerablemente inferiores al límite establecido en las ETF.

Los programas y controles administrativos de los que dispone el titular responden aceptablemente a lo requerido por el CSN para la detección y tratamiento de las fugas no identificadas. Esta conformidad garantiza que el titular ha implantado la metodología sustentada en los análisis de materiales para establecer las pautas de seguimiento de las fugas, de forma que su detección se realice con la suficiente antelación y conocimiento de la respuesta previsible de los materiales para descartar la evolución desfavorable de los mecanismos degradatorios que originan la fuga durante el tiempo en que se aplican acciones para su identificación. Esto no debe interpretarse como que no son necesarias o convenientes las mejoras que se puedan deducir de los análisis de esta y otra experiencia operativa.

d) RESUMEN Y CONCLUSIONES

De acuerdo con lo anterior, se puede concluir que:

1. Las centrales nucleares se diseñan teniendo en cuenta posibles fugas del Sistema de Refrigeración del Reactor (RCS) durante la operación normal, incorporando elementos adecuados para su identificación, confinamiento, conducción y tratamiento en condiciones seguras, por lo que esas fugas potenciales no suponen una liberación al exterior de material radiactivo.

2. Los estándares de construcción , de fabricación y mantenimiento de los componentes destinados a albergar el material radiactivo (contención y circuito primario) les confieren unas características de robustez y resistencia que proporcionan una elevada fiabilidad durante la vida de la instalación.
3. La existencia de fugas no identificadas no debe interpretarse necesariamente como una fuga en barrera de presión (salvo que existan evidencias o indicios claros para ello, en cuyo caso habría que aplicar la acción de parar la central, de acuerdo con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), sino que deben monitorizarse según procedimientos que cumplan con lo requerido por el CSN, con el fin de detectar con la mayor antelación los posibles incrementos de la fuga existente desde el inicio de la operación del ciclo y aplicar, sin retraso, las acciones adecuadas para determinar el origen de la fuga y actuar en consecuencia
4. Las fugas no identificadas que se producen dentro de la contención se someten al seguimiento establecido en el procedimiento del titular PA-182, que responde a lo requerido por el CSN en su Instrucción Técnica CSN-IT-DSN-07/24 CNVA2/VA2/07/19, de julio de 2007 y traslada la metodología basada en experimentos y análisis de mecánica de la fractura aceptada por el organismo regulador del país de origen de la tecnología (USNRC), además de atenerse a los límites establecidos en las ETF. Esto proporciona la garantía de que el tratamiento de las fugas se realiza de la forma más razonable y segura posible.
5. En ningún caso una fuga que reciba el tratamiento indicado en el PA-182 podrá ser asimilable a un accidente ni debe razonablemente evolucionar hacia condiciones desfavorables accidentales, pues este tratamiento permite la detección desde valores suficientemente bajos como para mantener la fuga dentro de la capacidad de los sistemas de control de la instalación, sin requerir el funcionamiento de ningún sistema de seguridad y proporcionando margen de tiempo para emprender las acciones de identificación de la fuga y, si es necesario, parar la planta para aplicar las acciones correctoras necesarias.
6. La reparación y modificaciones de diseño implantadas por el titular se consideran adecuadas para dar por resueltas las fugas identificadas. En cuanto a las acciones diferidas identificadas en el análisis de causa raíz, se encuentran en desarrollo como se indica:

- El análisis metalográfico realizado en los laboratorios del CIEMAT, adicionalmente a los del titular, confirma el fallo de la soldadura “socket” de la válvula BB-104, con resultados indicativos de que la grieta se inició internamente en el resquicio entre la válvula y el material de aporte de soldadura, concretamente en una zona de la raíz de la soldadura que muestra falta de fusión. La propagación de la grieta hasta la superficie externa es recta, sin ramificación, con marcas de fatiga en la fractura de morfología plana y estrías formadas durante la solidificación. Se identifica el mecanismo de corrosión bajo tensión potenciado por impurezas químicas, si bien la velocidad de propagación de la grieta no ha sido rápida, para los 30 años de funcionamiento del componente. Estos resultados serán utilizados por el titular para mejorar la gestión de la fatiga en tubería pequeña y el uso de los ASME Code Cases existentes para optimizar la reparación de fugas en soldaduras socket.
- La revisión del proceso de toma de decisiones relacionado con la experiencia operativa del Inconel 600, susceptible a la corrosión bajo tensión (PWSCC), se ha programado para mayo de 2019.
- Se han programado acciones de formación para los preparadores de tareas de Mantenimiento para enero de 2019.
- Está en curso la revisión de las herramientas informáticas para gestionar los cambios en las tareas de mantenimiento de componentes críticos.
- Se ha emitido la revisión 8 del PA-182 "Programa de control de fugas del RCS y de la corrosión por ácido bórico", de 17/07/2018, incorporando la experiencia operativa de este último suceso.