

ACTA DE INSPECCIÓN

D^a [REDACTED] y D. [REDACTED] Inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

CERTIFICAN: Que los días 26, 27 y 28 de octubre de 2015 se personaron, en la Central Nuclear de Almaraz (Cáceres), que cuenta con autorización de explotación concedida por Orden Ministerial del Ministerio de Economía con fecha 7 de junio de dos mil diez.

La inspección tenía por objeto revisar el estado de cumplimiento de los apartados de las Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima, en los aspectos bajo la responsabilidad del área INSI, según agenda remitida previamente.

La inspección fue recibida por D^a [REDACTED] (Licenciamiento), D^a [REDACTED] (Licenciamiento), D. [REDACTED] (Licenciamiento), D. [REDACTED] (Oficina técnica de operación), D. [REDACTED] (Operación) así como otro personal de la instalación, quienes manifestaron conocer y aceptar la finalidad de inspección.

Los representantes del titular de la instalación fueron advertidos previamente al inicio de la inspección que el acta que se levante, así como los comentarios recogidos en la tramitación de la misma, tendrán la consideración de documentos públicos y podrán ser publicados de oficio, o a instancia de cualquier persona física o jurídica, lo que se notifica a los efectos de que se exprese qué información o documentación aportada durante la inspección podría no ser publicada por su carácter confidencial o restringido.

Los representantes del titular manifestaron que toda la documentación aportada en la inspección se consideraba de carácter confidencial.

De la información suministrada por el personal técnico de la instalación a requerimiento de la inspección, así como de las comprobaciones visuales y documentales realizadas por la misma, resulta:

En relación con el punto 1 de la agenda, los representantes del titular explicaron el estado actual de desarrollo de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE), Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) y Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE) en CN. Almaraz.

En cuanto al estado de procedimientos y guías del PWROG (POE y GGAS), el titular indicó que de acuerdo con el NEI-12-06, el PWROG ha finalizado el desarrollo de los Procedimientos de Operación de Emergencia para hacer frente a la pérdida prolongada de alimentación eléctrica (ELAP), tanto en operación normal como en parada (modos 5 y 6). Según manifestó el titular, la ECA-0.0 de CN Almaraz en operación a potencia está prácticamente finalizada con las trece "Flex Support Guidelines" (FSG), a las que se transita desde la ECA-0.0 y además tienen previsto finalizar la formación y validación en febrero de 2016. Se entregó copia a la inspección

de un borrador de la adaptación del POE-1-ECA-0.0 de CN. Almaraz Rev.03/08 de fecha 02/09/2015.

Respecto al desarrollo de la ECA-0.0 en parada el titular indicó que el PWROG, de acuerdo con el NEI-12-06, finalizó en 2014 el desarrollo de los procedimientos y guías de operación de emergencia en modos 5 y 6. Para ello se han establecido cinco estados diferentes de planta en estos modos de operación, gestionados a partir de un Diagrama de Flujo que conduce básicamente, si no es posible recuperar la alimentación eléctrica, a la estrategia de "feed and bleed" para refrigerar el RCS o a refrigerar a través de los GGVV, si éstos están disponibles. Para llevar a cabo estas acciones se han elaborado dos nuevas guías FSG (Flex Support Guidelines) de parada (FSG-14 y FSG-15). En el momento de la inspección los representantes del titular indicaron que sobre este tema no se había avanzado desde la última inspección, encontrándose el borrador en estado preliminar debido a la dificultad del proyecto para el personal de operación. Por lo que CN. Almaraz indicó que estaba analizando la posibilidad de solicitar ayuda externa para su adaptación a planta. En relación con esto último, la inspección manifestó la necesidad de impulsar este trabajo debido al retraso existente en su implantación en planta respecto a la emisión del borrador del PWROG.

Con relación a la revisión de las guías de gestión de accidentes severos (GGAS) para incorporar la respuesta a un accidente severo en el edificio de combustible, el titular ha elaborado dos nuevas guías, que se basan en la revisión 2 del documento PWROG "*Severe accident managment guidance*" de enero de 2013. Las guías son las siguientes: la GGAS-9 "Rellenar la piscina de combustible gastado" y la GGAS-5 "Recuperar nivel de la piscina de combustible gastado".

Además se han introducido modificaciones para ampliar el alcance de las GGAS a condiciones de parada y baja potencia para ello se ha modificado el Diagrama de Flujo de Diagnostico del CAT (DFD-1) que permite la entrada en la GGAS-3 "inyección en el RCS" para proporcionar agua a la cavidad de recarga en caso de que la radiación en contención supere unos valores dados a partir del tiempo de disparo del reactor. Se entregó copia a la inspección de la tabla 6-2: SAG-3 "Guidelines changes" del PWROG con los cambios requeridos en la GGAS-3, así como del DFD-1 y de la GGAS-3 "inyección en el RCS" ambos en rev.2.2, de la unidad I. Actualmente dichas guías se encuentran en proceso de formación y validación estando prevista su implantación en Sala de Control en enero de 2016.

En relación con el punto 8 de la agenda, relativo al **apartado 2.5.f.3 de la ITC-Adaptada** sobre análisis de accidentes severos que se inician con la central parada y la elaboración de procedimientos en parada para hacer frente a este tipo de sucesos, el titular indicó que respecto a los procedimientos los trabajos estaban en curso. Asimismo la actual revisión 2 de las SAMG que ha emitido el PWROG, no incluye los cambios derivados de la pérdida total de corriente continua (instrumentación) ni de la instalación de los Recombinadores Pasivos Autocatalíticos de contención (PAR) o del Sistema de Venteo Filtrado de Contención requeridos en las plantas europeas. Para ello, se ha creado un proyecto que tiene como objetivo apoyar a los miembros del PWROG en la actualización de las GGAS post-Fukushima con las modificaciones de diseño que se implanten en Europa y no en EE.UU para completar en el programa del PWROG "Development of Enhanced SAMG" siendo uno de sus alcances el

proporcionar la información necesaria para adaptar las GGAS a aquellas particularidades intrínsecas en la parada. En dicho programa se encuentra participando CN. Almaraz y para finales del 2016 está previsto que finalice el desarrollo del programa por parte del PWROG, del cual surgirá una revisión 3 de las GGAS, en la cual se empezará a trabajar a lo largo de 2016 con el apoyo de [REDACTED]. Además se mostró y entregó copia a la Inspección del documento OP-14/021 "Análisis de accidentes severos en parada" Rev.0, de fecha 9/12/2014, del cual el titular concluye a partir del análisis de las guías a aplicar en caso de accidentes severos en parada (GGAS), que no son necesarias modificaciones adicionales, a los equipos portátiles instalados en planta.

En relación con el punto 4 de la agenda, relativo al **apartado 2.3.b de la ITC-Adaptada**, implantación de las posibles acciones de mejora de los sellos de las bombas del RCS o BRR (fecha límite para la implantación 31/12/2016), los representantes del titular indicaron que no habían decidido aún la implantación de los sellos pasivos en las BRR. Que respecto a este asunto en inspecciones anteriores el titular había indicado que se tomaría una decisión en función del resultado de la cualificación del sello de Generación III modelo 93D de [REDACTED] pendiente para octubre de 2015.

En el momento de la inspección el titular indicó que se conocían los resultados de las pruebas realizadas a los sellos pasivos de Generación III de [REDACTED] siendo estos satisfactorios. Se entregó copia de documento de [REDACTED] "Shield Passive Thermal Shutdown Seal Update #15" de fecha 05/10/2015 donde se publica la aceptación de las pruebas, de los sellos pasivos de Generación III de [REDACTED], garantizando la reducción de la fuga en caso de SBO a menos de un galón por minuto.

Dado que en el momento de la inspección, el titular no había tomado una decisión definitiva sobre este asunto, y teniendo en cuenta los plazos requeridos en la ITC-Adaptada en caso de implantación, la inspección indicó que, en caso de que el titular decida no implantarlos, sería necesario que se notificara al CSN con una carta y con una justificación detallada de la idoneidad de la decisión dado que los nuevos sellos presentan una mejora de la estanqueidad.

En relación con los sellos de las BRR, la Inspección preguntó por el análisis del nuevo NSAL-15-2. "Impact of a Break in the Reactor Coolant Pump No. 1 Seal Leak-off Line Piping on Seal Leakage during a Loss of Seal Cooling Event" de fecha 23/03/2015. Dicho NSAL es de aplicación en CN. Almaraz por la configuración de la tubería de leak-off, pudiendo dar lugar en el supuesto planteado en el NSAL, de rotura de la tubería de leak-off, a una fuga de los sellos superior a la considerada en los análisis de licencia de la planta. Según manifestó el titular actualmente dicho NSAL está en evaluación por parte de CN. Almaraz quien forma parte del grupo de trabajo de propietarios de [REDACTED] que está analizando este asunto. Asimismo se entregó copia a la inspección del NSAL-14-01 de septiembre de 2014 "Impact of Reactor Coolant Pump N° 1 Seal Leakoff Piping on Reactor Coolant Pump Seal Leakage During a Loss of All Seal" Rev.1.

En el caso de CN Almaraz, la tubería del leak-off es de $\frac{3}{4}$ ", excepto un tramo a la salida de las BRR de 1,25", cuyo cálculo de tensiones es lo que debe ser analizado.

La inspección indicó al titular que la instalación de los nuevos sellos pasivos evitaría este problema.

Respecto al punto 9 de la agenda sobre las **pruebas de la operación integrada de la turbobomba** del sistema de agua de alimentación auxiliar y válvulas de alivio de los generadores de vapor en caso de pérdida total de suministro eléctrico de corriente alterna y continua, que se ejecutan cada recarga, la inspección preguntó por las contingencias para recuperar el control desde la Sala de Control, en caso de accidente en parada, asociadas a los siguientes procedimientos:

- OP1-PT-18 y OP2-PT-18 rev.1 de fecha 09/11/2012 y 07/11/2013 respectivamente, "Prueba de alimentación a los generadores de vapor con control local del sistema de agua de alimentación auxiliar" para el aporte agua a los GGVV y control de nivel mediante el control manual local de la TBAAA y de las válvulas de regulación de caudal de alimentación a cada generador de vapor.
- OP1-PT-17 y OP2-PT-19 "Prueba de funcionamiento de las válvulas de alivio de los generadores de vapor con control local" rev.0 y rev.1 de fecha 06/09/2011 y 11/07/2013 respectivamente.

Los representantes del titular proporcionaron a la inspección las copias de las Evaluaciones de Seguridad del OP1-PT-18 rev.0 de referencia ES-A-SL-11/011 y del OP1-PT-17 rev.0 de referencia ES-A-SL-11/012 según las cuales, se justifica que no es requerido una análisis de seguridad, al responder negativamente a todas las cuestiones.

A preguntas de la inspección, los representantes del titular manifestaron que la ejecución de estas pruebas se lleva realizando desde hace algunas recargas y que la intención es seguir haciéndolo de tal manera que sirva de entrenamiento al personal de operación. Asimismo indicaron que en las dos últimas recargas no se habían ejecutado dichas pruebas en local por coincidir con la prueba de la turbobomba de 24 horas. Según se indicó, estas pruebas se ejecutan dentro del programa de recarga cuando la planta se encuentra en modo 3, siguiendo el procedimiento OP1-IG-06 "De disponible caliente a parada fría" y una vez completado el paso 6.17 (bloqueo de la IS, presión RCS inferior a 144 kg/cm²), llevándose en paralelo al citado procedimiento hasta alcanzar unos 19 Kg/cm² en el colector de vapor y antes de la puesta en servicio del sistema de evacuación de calor residual. Durante esta actuación el control de la presión del RCS lo realiza el operador desde la sala de control.

El titular indicó que la duración de las pruebas es de aproximadamente 8 horas y alrededor de las últimas 4 horas se hacen coincidir simultáneamente la operación en manual de ambos procedimientos.

La inspección verificó que ambos procedimientos de prueba poseen un apartado de precauciones donde se establecen las situaciones que requerirían suspender la ejecución de la prueba, entre ellas cualquier transitorio que requiera devolver el control de las válvulas de alivio a sala de control. En este caso el procedimiento OP1-PT-18 remite al punto 6.17, y el OP1-PT-17 al apartado 6.3 para la transferencia a control desde sala de control. La inspección

revisó las distintas maniobras locales para establecer la transferencia a sala de control de ambos procedimientos.

En relación con el punto 3 de la agenda, relativo al **apartado 2.3.a.6 de la ITC-Adaptada** relativo a analizar la viabilidad de alimentar al sistema FW a través de las líneas de los sistemas NW y BD en las cotas 14.600 de ambos edificios de salvaguardias, lo que permitiría alimentar a los generadores de vapor de la unidad I desde el edificio de salvaguardias de la unidad II y viceversa, los representantes de la central indicaron que del análisis realizado, se concluía la no necesidad de llevar a cabo dicha modificación debido a la redundancia existente entre las distintas posibilidades para alimentar los generadores de vapor de ambas unidades. Se entregó copia a la inspección de la acción del SEA ES-AL-13/123 de abril del 2013, que tiene como resolución la anulación de la modificación de diseño 0-MDP-02966-01/01 cuya ejecución estaba prevista para la R22 de la unidad II, por considerarse que existen procedimentadas múltiples posibilidades de aporte de agua a los GV de ambas unidades.

En relación al cumplimiento de este apartado de la ITC Adaptada la inspección indicó que, al ser la modificación una propuesta planteada por la planta, se enviase al CSN una carta describiendo el objeto de la modificación y los motivos para su anulación de acuerdo con el análisis realizado por el titular.

En relación con el apartado 2 de la agenda, sobre el establecimiento de un **plan específico de vigilancia y pruebas periódicas** para los equipos fijos y portátiles instalados para hacer frente a accidentes en los que se siguen las GMDE (**apartado 1.2 de ITC-Adaptada**), el titular indicó que se ha elaborado el procedimiento GE-PE-05.05 "Disponibilidad y capacidad funcional de los equipos fijos y portátiles de las guías de mitigación de daño extenso GMDE" rev.0 de fecha 26/10/2015 del cual se entregó copia a la inspección.

Los objetivos de este procedimiento son:

- Garantizar que los equipos mantienen su capacidad funcional en las condiciones esperables en los sucesos a los que tienen que hacer frente.
- Verificar que los equipos están ubicados en las áreas seguras de almacenamiento de forma que el acceso esté garantizado para el personal encargado de la gestión de la emergencia en el emplazamiento y que no puedan verse afectados por dichos sucesos.
- Establecer las verificaciones, mantenimiento, inspecciones y pruebas periódicas que deben efectuarse a los equipos así como la frecuencia de su realización, indicando el procedimiento mediante el que se llevarán a cabo y su responsable.
- Llevar un control administrativo de la disponibilidad de los equipos y medios en las áreas seguras de almacenamiento, así como de las pérdidas/degradaciones de funcionalidad que se produzcan.

Asimismo el titular indicó que se ha formado un grupo en el que participan todas las centrales nucleares españolas bajo la coordinación de UNESA para unificar criterios sobre indisponibilidad de los equipos y tiempos de indisponibilidad permitidos. Como resultado de las reuniones mantenidas se ha elaborado un diagrama de flujo basado en requerir redundancia para llevar a cabo una estrategia (de acuerdo con el concepto de n+1 del NEI-12-

06). El procedimiento GE-PE-05.05 permite 7 días para recuperar la funcionalidad de un equipo necesario para hacer frente a una estrategia. Los tiempos de indisponibilidad se establecen mediante un diagrama de flujo que pregunta si el equipo indisponible es necesario para llevar a cabo alguna de las funciones de seguridad de las GMDE; si es así, pero se dispone de alguna otra estrategia redundante para poder llevar a cabo la función de seguridad, se establecen 90 días para recuperar la funcionalidad del equipo; si no existe otra estrategia redundante, se inician acciones en el plazo de 24 horas para restaurar la capacidad e implantar medidas compensatorias en el plazo de 72 horas.

El anexo Nº 1 del GE-PE-05.05 recoge el listado de ESC utilizados en las GMDE y el anexo Nº 2 las tareas de mantenimiento inspecciones y pruebas de equipos de GMDE, estableciéndose para cada tarea la gama que aplica y la frecuencia de la misma. Además el anexo Nº 4 de dicho procedimiento recoge la hoja de "notificación de pérdida/degradación de funcionalidad" que debe ser firmada por el jefe de turno, así como la recuperación de la funcionalidad dentro del periodo establecido.

Con respecto a las responsabilidades del programa el titular indico que es el coordinador del plan de emergencia del grupo radiológico el responsable de la gestión del procedimiento, que la ejecución de las gamas es responsabilidad de cada departamento de planta y que operación es responsable de establecer la indisponibilidad o disponibilidad de las ESC así como de establecer las acciones compensatorias en el caso de indisponibilidad.

El titular indicó que muchas gamas ya están escritas, aunque no todas, y que muchas pruebas ya se están realizando. Que la implantación del programa está pendiente de que los departamentos revisen detalladamente el listado de gamas incluidas en el anexo 2 del GE-PE-05.05, de que se escriban todas las gamas. Estas acciones tienen entrada en el PAC y con fecha de cierre de 31/12/2016.

La Inspección revisó los últimos registros asociados a las pruebas funcionales de caudal de todas las bombas portátiles:

- OT-7322077 y OT-7322075 de fechas 13/05/2015 y 20/05/2015 respectivamente, asociadas a la ejecución del procedimiento de prueba OPX-PP-56 MD2-PP-62 "bomba diesel móvil de aporte al RCS" de unidad 1 y de unidad 2 (ERM1-PP-03 y ERM2-PP-03), debidamente cumplimentadas.
- OT-7322061 y OT-7066211 de fechas 26/05/2015 y 22/04/2015 respectivamente, asociadas a la ejecución del procedimiento de prueba OPX-PP-54 "Pruebas periódicas de bombas ERM-1(2)-PP-01 (MD-1(2)-PP-60 A/B)" rev.0 de fecha 04/06/2014, debidamente cumplimentadas.
- OT-7322073 y OT-7066207 de fechas 29/04/2015 y 07/05/2015 respectivamente, asociadas a la ejecución del procedimiento de prueba OPX-PP-55 "Pruebas periódicas de bombas ERM-1(2)-PP-02 (MD-1(2)-PP-61 A/B)" rev.0 de fecha 06/04/2014, debidamente cumplimentadas.

Además se revisaron las gamas de mantenimiento mecánico, eléctrico y de instrumentación y control asociadas a la bomba tándem diesel móvil de baja presión 61B (MD1-PP-61B). En

concreto: de Mantenimiento Mecánico se mostró y entregó copia a la inspección del siguiente procedimiento: "Cambio de aceite bombas tándem diesel móvil baja presión, sistema MD" (M-LB-7591) Rev.0 de fecha 15/04/2015, así como de la OT-7396367 de fecha 02/09/2015 por la que se procede a comprobar el nivel y cambiar el aceite de la bomba. De mantenimiento eléctrico se entregó copia a la inspección del siguiente procedimiento "Inspección, limpieza, calibración y repetibilidad de indicadores de presión y de caudal bombas portátiles ERM "Fukushima"" de referencia C-ZK-6701 Rev.0 de fecha 18/03/2015, así como de la OT-7365819 de fecha 31/07/2015 con la que se cumplimenta la calibración de todos los indicadores de presión y caudal asociados a dicha bomba.

Además en relación al carro portátil de instrumentación ubicado en salvaguardias +7.300 (MD1-PNL-CAR2F) la inspección solicitó copia del procedimiento de "Calibración indicadores de carro portátil" de referencia C-YE-6701, rev.2 de fecha 21/10/2015.

La inspección preguntó por la comprobación de las conexiones fijas; los representantes del titular indicaron que a nivel sectorial se había alcanzado el acuerdo de llevar a cabo comprobaciones cada 10 años.

Respecto a la realización de la **ronda por planta**, la inspección asistió el día 26/10/2015 a la ejecución de la prueba funcional de la bomba portátil tándem diesel de baja presión 61B (equipo de bombeo de agua no tratada unidad 1), de acuerdo con el procedimiento OPX-PP-55 "Pruebas periódicas de bombas ERM-1(2)-PP-02 (MD-1(2)-PP-61 A/B)" rev.0 de fecha 06/04/2014, cuyo objetivo es demostrar la funcionalidad de las bombas portátiles de agua no tratada utilizadas en las Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE).

En el momento de la prueba la bomba se encontraba ubicada junto al canal de descarga al lago del agua de circulación para su alineamiento de acuerdo con el apartado 6.1 "Instalación y preparación para el arranque". Posteriormente una vez alineada la bomba portátil se procedió a su arranque según el apartado 6.2 "puesta en servicio bombas de baja y alta presión", manteniendo la bomba arrancada durante 15 minutos para verificar el cumplimiento con los criterios de aceptación de caudal y presión. Los resultados que se obtuvieron fueron los siguientes:

- Caudal de recirculación y presión de descarga de la bomba de baja presión aproximadamente 105 m³/h y 15 kg/cm² respectivamente.
- Caudal de recirculación y presión de descarga de la bomba de alta presión aproximadamente 45 m³/h y 23 kg/cm² respectivamente.

Tras la finalización de la prueba, la inspección comentó que el valor de presión en la descarga de la bomba de alta presión se mantuvo en 23kg/cm² durante los 15 minutos de la prueba siendo el valor establecido por el procedimiento de 25 kg/cm². Respecto a este asunto, se mostraron a la inspección las curvas características de la bomba de alta presión a 2970 rpm y de baja presión a 1900 rpm verificando que los puntos de funcionamiento de la prueba se corresponden con valores en torno a los 25 kg/cm². Asimismo la inspección comentó que los manómetros de salida de la descarga de la bomba de alta y baja presión marcaban cero. Respecto a este asunto el titular indicó que únicamente deberían marcar la pérdida de carga

asociada al tramo de manguera hasta el canal de descarga y que se trataba de una presión despreciable, dada la configuración de la prueba, comparado con el error del instrumento.

Finalmente el titular entregó copia a la inspección del procedimiento de prueba OPX-PP-55 debidamente cumplimentado.

Además la inspección revisó localmente las maniobras requeridas en el apartado 6.17 del procedimiento OP1-PT-18 ("Prueba de alimentación a los generadores de vapor con control local del sistema de agua de alimentación auxiliar") que se llevarían a cabo para suspender la ejecución de la prueba ante cualquier transitorio que requiera devolver el control de las válvulas de alivio a sala de control; para ello la inspección visitó la sala donde se ubican las válvulas de alivio de los generadores de vapor de la unidad I, así como las cabinas de la Sala de control donde se conecta un instrumento local para leer la indicación de nivel de rango ancho de los Generadores de Vapor.

Por otra parte, se visitó el carro portátil de instrumentación identificado como MD1-PNL-CAR2F en salvaguardias +7.300.

En relación con el punto 6 de la agenda, relativo al **apartado 2.5.e de la ITC-Adaptada**, la inspección preguntó acerca de la implantación de medidas derivadas del análisis de la posibilidad de incrementar la fortaleza frente a secuencias de daño al núcleo con alta presión en el primario, coincidentes con sismo y pérdida total de fuentes de energía eléctrica (incluida las de continua), mediante la actuación de las válvulas de alivio.

El titular manifestó que Almaraz ha participado en el proyecto del PWROG PA-SEE-1085 del cual se ha obtenido el documento WCAP-17768-P "Pressurizer Relief Valve Operation in Severe Accident Condition (Extended Loss of AC Power)" que consta de dos volúmenes de agosto de 2013. Los cuales se mostraron a la inspección. Según manifestó el titular este WCAP analiza el estado del subsistema PORV de diferentes plantas nucleares e identifica posibles mejoras que aumentarían su operatividad para ayudar a refrigerar el núcleo y despresurizar el RCS en caso de ELAP, aunque también remarca que los procesos de refrigeración del núcleo y despresurización del RCS que mitigan las consecuencias de un ELAP se realizan mediante el alivio de vapor a la atmosfera mediante las válvulas de alivio de los generadores de vapor.

Asimismo se entregó copia a la inspección de la Comunicación Interna de referencia CI-CO-000234 del 10/12/2014, "Evaluación de la necesidad de mejorar el subsistema PORV de las unidades I y II de Almaraz en base al informe WCAP-17768-P". Según el análisis realizado por Almaraz, en dicho documento se concluye que no se requieren modificaciones adicionales a las válvulas de alivio para hacer frente a un ELAP, porque el informe del PWROG identifica posibles mejoras a las PORV de Almaraz, pero no cuantifica el beneficio en seguridad que supone y además, según se indica en el comunicado interno, se considera que el subsistema no es necesario para mitigar las consecuencias de un ELAP, ya que se dispone de otras estrategias de despresurización del RCS a través de las válvulas de alivio del secundario.

Respecto a este asunto, la inspección manifestó que se trataba de un tema de evaluación por parte del CSN, por lo que se indicó al titular que se pediría oficialmente el envío del WCAP-17768-P al CSN mediante los cauces establecidos.

Respecto al punto 5 de la agenda, la Inspección revisó las hipótesis del análisis efectuado por el titular para dar respuesta al **apartado 2.5.d** en relación a la implantación de mejoras derivadas del potencial riesgo de hidrogeno en edificios anexos a la contención.

El titular mostró y entregó copia a la inspección del informe de referencia 01-F-M-01835 "Simulación Fuga de Hidrógeno desde contención", Ed.1 de fecha 18/12/2013. En dicho informe se analiza la evolución de la concentración de hidrógeno en los recintos adyacentes a la contención (edificio de salvaguardia y edificio de combustible) por fugas a través de las penetraciones al edificio, durante 24 horas tras un accidente más allá de las bases de diseño con pérdida de energía exterior de larga duración.

Según se establece en dicho informe, la tasa de fuga de hidrógeno proviene del análisis de referencia 01-F-Z-6000 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos", teniendo en cuenta los futuros recombinadores pasivos y el venteo filtrado, lo que permite reducir la presión de contención. El titular indicó que este informe se había revisado existiendo actualmente una rev.3 del mismo, por lo que la inspección indicó que era necesario actualizar el cálculo de referencia 01-F-M-01835 "Simulación Fuga de Hidrógeno desde contención" con la última revisión. Asimismo el titular indicó que para este análisis se ha usado el código "Fire Dynamics Simulator" (FDS), que ha sido validado y verificado por la NRC en el NUREG-1824 "Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications". Para ello se simula la geometría del recinto postulando que toda la fuga de hidrógeno se va a un único recinto a través del sistema de ventilación. De los resultados obtenidos no resultan concentraciones de hidrogeno con riesgo de explosiones asociadas a fugas a edificios anexos de contención, manteniéndose por debajo del límite inferior de inflamabilidad.

En relación a las hipótesis de este análisis la inspección cuestionó algunas de ellas, en concreto la tasa de fugas considerada a través de las penetraciones del 0.2% de la masa total de aire en contención a una presión de 3.52 Kg/cm², por lo que el titular indicó que se llevaría a cabo una nueva revisión del informe que incluyese un valor del 0.3% para ser más conservador así como la referencia a la última revisión del documento de partida 01-F-Z-6000 con el número total de recombinadores instalados. También cuestionó el tiempo de cálculo (24 horas), dado que se observa en la figura que la concentración de hidrógeno sigue subiendo al final del cálculo.

Por otra parte y respecto al **apartado 3.6 de la ITC-3** sobre el análisis de la capacidad de cierre de la contención, ante un accidente con pérdida total de energía eléctrica, en aquellos casos en los que la integridad de contención no esté establecida tanto en situaciones a potencia como en parada, el titular indicó que para la apertura y cierre de la esclusa de equipos se dispone del procedimiento OP1-ES-11 "Evaluaciones críticas de seguridad en parada" rev.21 de fecha 17/11/2014, así como del informe 01-AT-Q-0181 de [REDACTED] "Apertura y cierre de la esclusa de equipos de contención" Ed.4, noviembre de 2009, aplicable tanto con energía eléctrica como con pérdida total de energía eléctrica. En caso de ELAP el titular indicó que la esclusa se cerraría manualmente de acuerdo con el procedimiento de [REDACTED] siendo el tiempo inferior estimado para condiciones limitantes de inventario reducido de 1/2 hora. Asimismo se entregó copia a la inspección del informe 01-F-S-0009-GH "Entrenamiento del cierre de

exclusa de equipos de contención en la 22ª recarga de unidad II de CN. Almaraz” Ed.1 de fecha 15/07/2015.

En relación al punto 7, sobre implantación de posibles mejoras en relación con los análisis identificados en los **apartados 2.5.f.1 y 2.5.f.2**, se mostraron a la inspección los informes:

- 01-F-M-00881 “Análisis de estanqueidad de las penetraciones y válvulas de aislamiento de contención en las condiciones de presión, temperatura y radiación esperables en un accidente severo” Ed.1 de fecha 19/12/2014.
- 01-F-I-02063 “Instrumentación para accidentes severos” Ed.1 de fecha 28/10/2014.

Ambos informes parten de las hipótesis del informe de referencia 01-F-Z-6000 “Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos”.

Para el cumplimiento con el **apartado 2.5.f.1** se ha elaborado el informe de referencia 01-F-M-00881 que tiene como objeto analizar el comportamiento de las penetraciones eléctricas, mecánicas, esclusas de acceso y válvulas de aislamiento con el fin de garantizar su estanqueidad en condiciones de accidentes severos. Para ello se comparan los valores obtenidos de presión, temperatura y radiación, del informe 01-F-Z-6000 con los establecidos para estos componentes por el fabricante y en algunos casos, como para la esclusa de equipos, con otros documentos como NUREG, cuando la información del fabricante no es suficiente. Los valores de presiones y temperaturas se obtienen de dos casos distintos del informe de referencia 01-F-Z-6000: en el primero sin considerar el uso del venteo filtrado y en el segundo haciendo uso del mismo. Por otra parte para establecer las condiciones de radiación se toma como valor el obtenido de los análisis de LOCA “Dosis absorbida por las juntas de estanqueidad en contención en caso de LOCA, con pérdida de alimentación eléctrica exterior e interior” (ref. 01-F-Z-07002), fijando como valor 8.64×10^6 rad.

Los valores considerados en el caso de dar crédito al uso del venteo filtrado abriendo a una presión de 3.52 barg, son los siguientes: presión 3.92 barg, temperatura 151°C siendo esta la temperatura de saturación correspondiente al valor de presión anterior y radiación 8.61×10^6 rad que es la obtenida de los análisis de LOCA. Respecto a estos valores la inspección cuestionó tanto el valor de radiación obtenido de los análisis de LOCA como el valor de la temperatura en condiciones de saturación, no correspondiendo con los valores de temperatura y radiación obtenidos del caso corrido con el código MAAP teniendo en cuenta el venteo filtrado en condiciones de accidente severo del informe de referencia 01-F-Z-6000.

Del informe se concluye que, dando crédito al venteo filtrado y a los valores anteriormente expuestos, en el segundo caso analizado, la integridad de la contención no se ve comprometida. Respecto al valor de tasa de fuga establecido al exterior para las condiciones de presión dadas se estima que sería un 0.3% del volumen total de la contención al día, incrementando conservadoramente en un 50% la tasa de fugas limitada por las ETF a esa presión.

Para el cumplimiento con el **apartado 2.5.f.2** se ha elaborado el informe de referencia 01-F-I-02063 “Capacidad de equipos de I&C para información fiable en accidente severo (GGAS)” Ed.1 de fecha 28/10/2014. Este informe analiza la capacidad de la instrumentación necesaria

para el uso de las GGAS, en caso de accidente severo, así como la instrumentación necesaria para la parada segura, bajo las condiciones ambientales de presión y temperatura obtenidas del documento 01-F-Z-6000, en el que se detallan las condiciones ambientales en contención seguidas a un accidente severo. Para los valores de radiación se han considerado los de accidente en caso de LOCA y HELB indicados en los documentos de condiciones ambientales de unidad I y II, 01-LCA-Z-5003 Ed.6 y 01-LCA-Z-5004 Ed.5, donde se establecen un valor de radiación de 11.3×10^6 Rads y de dosis acumulada en 40 años 16.1×10^6 Rads, siendo esta última la que se toma como referencia en el análisis.

De las conclusiones del informe se establece la necesidad del uso del venteo filtrado para que en ningún caso la presión de contención supere los 5 kg/cm^2 y de esta forma se garantice la funcionalidad de todos los instrumentos.

En lo relativo a la temperatura se consideran varios valores obtenidos del informe 01-F-Z-6000 en función de donde se encuentre ubicado el instrumento en contención. Respecto a estos valores de temperatura alcanzados en la cavidad de la contención los instrumentos de temperatura de referencia de capilares para la medida de nivel de la vasija y el sensor de H_2 montado debajo de la vasija no soportarían estas condiciones.

Respecto a las hipótesis consideradas en este informe la inspección indicó la necesidad de analizar no sólo el instrumento sino también todos aquellos componentes y cables necesarios para transmitir la señal, asimismo se cuestionó la validez del valor de radiación obtenido a partir de los documentos de análisis de LOCA de la planta como representativo del accidente severo.

* Por último la inspección revisó la consistencia entre los valores de presión y temperatura usados en los informes elaborados por el titular para el cumplimiento con los apartados **2.5.f.1** y **2.5.f.2** con el documento de referencia 01-F-Z-6000 Ed.1 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos", al cual referencian como documento base para la obtención de los valores de temperatura, presión, concentración de H_2 etc.

Respecto a los valores de presión, temperatura y radiación usados para valorar el aislamiento de la contención y la instrumentación en condiciones de accidente severo, la inspección requirió que ambos informes 01-F-M-00881 y 01-F-I-02063 fuesen consistentes y se realizase una revisión de los mismos con los valores obtenidos en la última edición del documento 01-F-Z-6000 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos", considerando tanto el número de recombinadores finalmente previstos en CN. Almaraz así como el uso del venteo filtrado para determinar los valores de presión y temperatura.

Asimismo respecto a los valores de radiación usados en ambos documentos la inspección indicó la necesidad de establecer un valor justificado de radiación en contención para condiciones de accidente severo con los medios existentes.

Por parte de los representantes de la CN Almaraz se dieron las facilidades necesarias para la actuación de la Inspección.

Que con el fin de que quede constancia de lo que antecede y a los efectos que señalan las Leyes 15/1980 de 22 de abril de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear y 33/2007 de 7 de noviembre de reforma de la Ley 15/1980 de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, la ley 25/1964 sobre Energía Nuclear, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes y el Permiso referido, se levanta y suscribe la presente Acta por triplicado, en Madrid, y en la sede del Consejo de Seguridad Nuclear, a 23 de noviembre de dos mil quince.



TRÁMITE: En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 45 del Reglamento de Instalaciones Nucleares Radiactivas antes citado, se invita a un representante autorizado de CN de ALMARAZ para que con su firma, lugar y fecha, manifieste su conformidad o reparos al contenido del Acta.

CONFORME, con los comentarios que se adjuntan.
Madrid. 11 de diciembre de 2015



Directora de Seguridad y Calidad

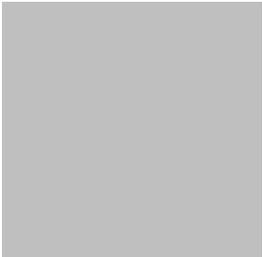
SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

CSN/AIN/AL0/15/1060
Página 13 de 15

ANEXO 1

AGENDA DE INSPECCIÓN



AGENDA DE INSPECCIÓN C.N. ALMARAZ II Y I

Tema: Seguimiento de la ITC en relación con la adaptación de las ITC Post-Fukushima (ITC- adaptada) – Área INSI

Fecha: 26 al 28 de octubre de 2015

Participantes: [REDACTED]

Lugar de la Inspección: C.N. Almaraz I y II

- Revisión de la agenda y planificación de la inspección.
- Revisión del estado de cumplimiento sobre los siguientes apartados de la Instrucción Técnica Complementaria CSN/ITC/SG/AL0/14/01:

NOTA: Para aquellas actividades que tengan fecha de implantación posterior a la fecha de la inspección, se realizará un seguimiento de las tareas realizadas y de los planes de actuación para dicha implantación.

- 1) Punto 1.2 Procedimientos de operación desarrollados. Estado actual de POEs (ECA-00), GMDE, y GGAS de acuerdo con el PWRWOG.
- 2) Punto 1.2 Establecer un plan específico de vigilancia y prueba periódica para los equipos afectados.
- 3) Punto 2.3.a.6 Analizar la viabilidad de alimentar al sistema FW a través de líneas de los sistemas NW y BD en las cotas 14.600 de ambos edificios de Salvaguardias. (fecha límite 31/12/2016).
- 4) Punto 2.3.b) Implantación de las posibles acciones de mejora de los sellos de las bombas del sistema de refrigeración del reactor (fecha límite 31/12/2016).
 - 1) NSAL-15-2. "Impact of a Break in the Reactor Coolant Pump No. 1 Seal Leak-off Line Piping on Seal Leakage during a Loss of Seal Cooling Event".
- 5) Punto 2.5.d) Implantar las posibles propuestas de mejora derivadas del análisis complementario del potencial riesgo por hidrógeno en edificios anexos a contención. Hipótesis de los análisis efectuados.
- 6) Punto 2.5.e) Análisis requerido para secuencias de daño al núcleo, con alta presión en el primario. (WCAP-17768-P).

- 7) Implantación de posibles mejoras en relación con los análisis identificados en 2.5.f.1 y 2 (fecha límite 31/12/2015). Hipótesis de los análisis efectuados.
- 8) Punto 2.5.f.3) Análisis de accidentes severos que se inician con la central en parada (fecha límite implantación 31/12/2015).
- 9) Contingencias en parada durante la realización del procedimiento de prueba integrada de la turbobomba y las válvulas de alivio de los generadores de vapor.
- 10) Ronda por planta.





COMENTARIOS AL ACTA DE INSPECCIÓN
DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Ref.- CSN/AIN/AL0/15/1060



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Comentario general:

Respecto de las advertencias contenidas en la carta de transmisión, así como en el acta de inspección sobre la posible publicación de la misma o partes de ella, se desea hacer constar que toda la documentación mencionada y aportada durante la inspección tiene carácter confidencial, afecta a secretos comerciales y además está protegida por normas de propiedad industrial e intelectual por lo que no habrá de ser en ningún caso publicada, ni aún a petición de terceros.

Además, dicha documentación se entrega únicamente para los fines de la Inspección.

Igualmente, tampoco habrán de ser publicados los datos personales de ninguno de los representantes de la instalación que intervinieron en la inspección.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 2 de 15, segundo párrafo:

Dice el Acta:

“Respecto al desarrollo de la ECA-0.0 en parada el titular indicó que el PWROG, de acuerdo con el NEI-12-06, finalizó en 2014 el desarrollo de los procedimientos y guías de operación de emergencia en modos 5 y 6. Para ello se han establecido cinco estados diferentes de planta en estos modos de operación, gestionados a partir de un Diagrama de Flujo que conduce básicamente, si no es posible recuperar la alimentación eléctrica, a la estrategia de “feed and bleed” para refrigerar el RCS o a refrigerar a través de los GGVV, si éstos están disponibles. Para llevar a cabo estas acciones se han elaborado dos nuevas guías FSG (Flex Support Guidelines) de parada (FSG-14 y FSG-15). En el momento de la inspección los representantes del titular indicaron que sobre este tema no se había avanzado desde la última inspección, encontrándose el borrador en estado preliminar debido a la dificultad del proyecto para el personal de operación. Por lo que CN. Almaraz indicó que estaba analizando la posibilidad de solicitar ayuda externa para su adaptación a planta. En relación con esto último, la inspección manifestó la necesidad de impulsar este trabajo debido al retraso existente en su implantación en planta respecto a la emisión del borrador del PWROG”

Comentario:

Se ha emitido la acción AI-AL-15/315 para editar la ECA-0.0 en parada con fecha prevista de cierre 30/11/2016.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 3 de 15, segundo párrafo a primero de la hoja siguiente:

Dice el Acta:

"En relación con el punto 4 de la agenda, relativo al apartado 2.3.b de la ITC-Adaptada, implantación de las posibles acciones de mejora de los sellos de las bombas del RCS o BRR (fecha límite para la implantación 31/12/2016), los representantes del titular indicaron que no habían decidido aún la implantación de los sellos pasivos en las BRR. Que respecto a este asunto en inspecciones anteriores el titular había indicado que se tomaría una decisión en función del resultado de la cualificación del sello de Generación III modelo [REDACTED] de [REDACTED] pendiente para octubre de 2015.

En el momento de la inspección el titular indicó que se conocían los resultados de las pruebas realizadas a los sellos pasivos de Generación III de [REDACTED] siendo estos satisfactorios. Se entregó copia de documento de [REDACTED] Shield Passive Thermal Shutdown Seal Update #15" de fecha 05/10/2015 donde se publica la aceptación de las pruebas, de los sellos pasivos de Generación III de [REDACTED] garantizando la reducción de la fuga en caso de SBO a menos de un galón por minuto.

Dado que en el momento de la inspección, el titular no había tomado una decisión definitiva sobre este asunto, y teniendo en cuenta los plazos requeridos en la ITC-Adaptada en caso de implantación, la inspección indicó que, en caso de que el titular decida no implantarlos, sería necesario que se notificara al CSN con una carta y con una justificación detallada de la idoneidad de la decisión dado que los nuevos sellos presentan una mejora de la estanqueidad.

En relación con los sellos de las BRR, la Inspección preguntó por el análisis del nuevo NSAL-15-2. "Impact of a Break in the Reactor Coolant Pump No. 1 Seal Leak-off Line Piping on Seal Leakage during a Loss of Seal Cooling Event" de fecha 23/03/2015. Dicho NSAL es de aplicación en CN. Almaraz por la configuración de la tubería de leak-off, pudiendo dar lugar en el supuesto planteado en el NSAL, de rotura de la tubería de leak-off, a una fuga de los sellos superior a la considerada en los análisis de licencia de la planta. Según manifestó el titular actualmente dicho NSAL está en evaluación por parte de CN. Almaraz quien forma parte del grupo de trabajo de propietarios de [REDACTED] que está analizando este asunto. Asimismo se entregó copia a la inspección del NSAL-14-01 de septiembre de 2014 "Impact of Reactor Coolant Pump N2 1 Seal Leakoff Piping on Reactor Coolant Pump Seal Leakage During a Loss of All Seal" Rev.1.

En el caso de CN Almaraz, la tubería del leak-off es de 3/4", excepto un tramo a la salida de las BRR de 1,25", cuyo cálculo de tensiones es lo que debe ser analizado.

La inspección indicó al titular que la instalación de los nuevos sellos evitaría ese problema."

Comentario:

Se ha emitido la acción AI-AL-15/317 para que, en caso de que se decida no implantar nuevos sellos de las RCPs, justificar detalladamente, para su envío al CSN, la idoneidad de la decisión.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 5 de 15, segundo a tercer párrafo:

Dice el Acta:

“En relación con el punto 3 de la agenda, relativo al apartado 2.3.a.6 de la ITC-Adaptada relativo a analizar la viabilidad de alimentar al sistema FW a través de las líneas de los sistemas NW y BD en las cotas 14.600 de ambos edificios de salvaguardias, lo que permitiría alimentar a los generadores de vapor de la unidad I desde el edificio de salvaguardias de la unidad II y viceversa, los representantes de la central indicaron que del análisis realizado, se concluía la no necesidad de llevar a cabo dicha modificación debido a la redundancia existente entre las distintas posibilidades para alimentar los generadores de vapor de ambas unidades. Se entregó copia a la inspección de la acción del SEA ES-AL-13/123 de abril del 2013, que tiene como resolución la anulación de la modificación de diseño 0-MDP-02966-01/01 cuya ejecución estaba prevista para la R22 de la unidad II, por considerarse que existen procedimentadas múltiples posibilidades de aporte de agua a los GV de ambas unidades.

En relación al cumplimiento de este apartado de la ITC Adaptada la inspección indicó que, al ser la modificación una propuesta planteada por la planta, se enviase al CSN una carta describiendo el objeto de la modificación y los motivos para su anulación de acuerdo con el análisis realizado por el titular.”

Comentario:

Se ha emitido la acción AI-AL-15/313 para documentar las múltiples posibilidades de aporte de agua a los GVs, que actualmente se encuentran procedimentadas y que han motivado la anulación de la 0-MDP-02966-01/01 “Adecuación de las líneas NW/BD hasta la elevación 14,600 de Salvaguardias”.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 6 de 15, cuarto párrafo:

Dice el Acta:

“El titular indicó que muchas gamas ya están escritas, aunque no todas, y que muchas pruebas ya se están realizando. Que la implantación del programa está pendiente de que los departamentos revisen detalladamente el listado de gamas incluidas en el anexo 2 del GE-PE-05.05, de que se escriban todas las gamas. Estas acciones tienen entrada en el PAC y con fecha de cierre de 31/12/2016.”

Comentario:

Las acciones de revisión de los listados de gamas de cada una de las secciones responsables se encuentran recogidas en la Propuesta de Mejora PM-AL-15/376.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 7 de 15, primer párrafo:

Dice el Acta:

"Además se revisaron las gamas de mantenimiento mecánico, eléctrico y de instrumentación y control asociadas a la bomba tándem diesel móvil de baja presión 61B (MD1-PP-61B). En concreto: de Mantenimiento Mecánico se mostró y entregó copia a la inspección del siguiente procedimiento: "Cambio de aceite bombas tándem diesel móvil baja presión, sistema MD" (M-LB-7591) Rev.0 de fecha 15/04/2015, así como de la OT-7396367 de fecha 02/09/2015 por la que se procede a comprobar el nivel y cambiar el aceite de la bomba. De mantenimiento eléctrico se entregó copia a la inspección del siguiente procedimiento "Inspección, limpieza, calibración y repetibilidad de indicadores de presión y de caudal bombas portátiles ERM "Fukushima"" de referencia C-ZK-6701 Rev.0 de fecha 18/03/2015, así como de la OT-7365819 de fecha 31/07/2015 con la que se cumplimenta la calibración de todos los indicadores de presión y caudal asociados a dicha bomba."

Comentario:

Donde dice se entregó copia a la inspección del siguiente procedimiento "Cambio de aceite bombas tándem diesel móvil baja presión, sistema MD" (M-LB-7591) Rev.0 de fecha 15/04/2015" debería decir se entregó copia a la inspección de la siguiente gama.

La gama C-ZK-6701 es de Mantenimiento de Instrumentación y Control, no de Mantenimiento Eléctrico, tal como se recoge en el acta.

Mantenimiento Eléctrico informó sobre el cambio de baterías del equipo solicitado, comentándose con la inspección que se había pautado de manera preventiva, conforme a recomendaciones de fabricante, realizar el cambio cada 2 años y existiendo a fecha de la inspección la tarea EXS6562 con la siguiente descripción "SUSTITUCIÓN BATERIAS DE ARRANQUE DE EQUIPOS DE PORTATILES DE BOMBEO ERM:". Por lanzamiento programado, esta tarea estaba siendo realizada por los ejecutores durante el presente mes.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 7 de 15, último párrafo a primero de la hoja siguiente:

Dice el Acta:

"Tras la finalización de la prueba, la inspección comentó que el valor de presión en la descarga de la bomba de alta presión se mantuvo en 23kg/cm^2 durante los 15 minutos de la prueba siendo el valor establecido por el procedimiento de 25kg/cm^2 . Respecto a este asunto, se mostraron a la inspección las curvas características de la bomba de alta presión a 2970 rpm y de baja presión a 1900 rpm verificando que los puntos de funcionamiento de la prueba se corresponden con valores en torno a los 25kg/cm^2 . Asimismo la inspección comentó que los manómetros de salida de la descarga de la bomba de alta y baja presión marcaban cero. Respecto a este asunto el titular indicó que únicamente deberían marcar la pérdida de carga asociada al tramo de manguera hasta el canal de descarga y que se trataba de una presión despreciable, dada la configuración de la prueba, comparado con el error del instrumento."

Comentario:

Se ha emitido la acción AI-AL-15/316 para analizar modificar el procedimiento los OPX-PP-55 "Pruebas periódicas de bombas ERM-1(2)-PP-02 (MD-1(2)-PP-61A/B)" considerando los datos reales de los equipos, medidos durante las pruebas realizadas.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 9 de 15, tercer párrafo:

Dice el Acta:

"Según se establece en dicho informe, la tasa de fuga de hidrógeno proviene del análisis de referencia 01-F-Z-6000 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos", teniendo en cuenta los futuros recombinadores pasivos y el venteo filtrado, lo que permite reducir la presión de contención. El titular indicó que este informe se había revisado existiendo actualmente una rev.3 del mismo, por lo que la inspección indicó que era necesario actualizar el cálculo de referencia 01-F-M-01835 "Simulación Fuga de Hidrógeno desde contención" con la última revisión. Asimismo el titular indicó que para este análisis se ha usado el código "Fire Dynamics Simulator" (FDS), que ha sido validado y verificado por la NRC en el NUREG-1824 "Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications". Para ello se simula la geometría del recinto postulando que toda la fuga de hidrógeno se va a un único recinto a través del sistema de ventilación. De los resultados obtenidos no resultan concentraciones de hidrogeno con riesgo de explosiones asociadas a fugas a edificios anexos de contención, manteniéndose por debajo del limite inferior de inflamabilidad.

En relación a las hipótesis de este análisis la inspección cuestionó algunas de ellas, en concreto la tasa de fugas considerada a través de las penetraciones del 0.2% de la masa total de aire en contención a una presión de 3.52 Kg/cm², por lo que el titular indicó que se llevaría a cabo una nueva revisión del informe que incluyese un valor del 0.3% para ser más conservador así como la referencia a la última revisión del documento de partida 01-F-Z-6000 con el número total de recombinadores instalados. También cuestionó el tiempo de cálculo (24 horas), dado que se observa en la figura que la concentración de hidrógeno sigue subiendo al final del cálculo."

Comentario:

Se ha emitido en SEA la acción AI-AL-15/297 para revisar el informe 01-F-Z-06000 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos" incluyendo los siguientes aspectos:

- Actualizar el caso con recombinadores, manteniendo únicamente la secuencia que considera la distribución y tipo de recombinadores que se prevén para ser instalados en CNA.
- Actualizar el caso con venteo, considerando únicamente la estrategia de venteo prevista en el diseño del sistema. Esta secuencia incluirá, adicionalmente, los recombinadores del caso anterior.

Para revisar el informe 01-F-M-01835 "Simulación Fuga Hidrógeno desde Contención", incluyendo los resultados del Análisis de las Condiciones Ambientales en Contención en Accidentes Severos (01-F-Z-06000 Rev. 4), justificando las hipótesis de temperatura de manera consistente y la fórmula de fugas de hidrógeno empleadas. Para ello se ha emitido la acción AI-AL-15/301.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 10 de 15, séptimo párrafo:

Dice el Acta:

“Los valores considerados en el caso de dar crédito al uso del venteo filtrado abriendo a una presión de 3.52 barg, son los siguientes: presión 3.92 barg, temperatura 151°C siendo esta la temperatura de saturación correspondiente al valor de presión anterior y radiación 8.61×10^6 rad que es la obtenida de los análisis de LOCA. Respecto a estos valores la inspección cuestionó tanto el valor de radiación obtenido de los análisis de LOCA como el valor de la temperatura en condiciones de saturación, no correspondiendo con los valores de temperatura y radiación obtenidos del caso corrido con el código MAAP teniendo en cuenta el venteo filtrado en condiciones de accidente severo del informe de referencia 01-F-Z-6000.”

Comentario:

Tras la inspección se emitió la acción AI-AL-15/298 para justificar los valores de radiación, del accidente LOCA, empleados en la simulación de la fuga de hidrógeno desde contención (01-FM-01835) y el análisis de estanqueidad de las penetraciones y válvulas de aislamiento de contención en las condiciones de presión, temperatura y radiación esperables en un accidente severo (01-FM-00881). Esta acción se encuentra cerrada indicándose que, en relación con los valores de radiación para la cualificación de equipos en contención con las liberaciones en caso de LOCA son válidas para el caso de accidente severo, en la Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, Base de Licencia de C.N. Almaraz, se establece lo siguiente:

“...the fission product release assumed in these evaluations should be based on a major accident involving substantial meltdown of the core with subsequent release of appreciable quantities of fission products”.

“The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for DBA LOCAs and non-LOCA DBAs where the fuel is melted and the cladding is breached are listed in Table 1 for BWRs and PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1”.

De forma análoga, en la Regulatory Guide 1.183 “Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors” se indica que:

“The AST must be based on major accidents, hypothesized for the purposes of design analyses or consideration of possible accidental events, that could result in hazards not exceeded by those from other accidents considered credible. The AST must address events that involve a substantial meltdown of the core with the subsequent release of appreciable quantities of fission products”.

Por lo tanto, se considera que la asunción de que las dosis recibidas por los equipos en el interior de contención en un accidente severo, se corresponden con las calculadas para los accidentes base de diseño LOCAs, es perfectamente válida.

Se ha emitido en SEA la acción AI-AL-15/297 para revisar el informe 01-F-Z-06000 “Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos” incluyendo los siguientes aspectos:

- Actualizar el caso con recombinadores, manteniendo únicamente la secuencia que considera la distribución y tipo de recombinadores que se prevén para ser instalados en CNA.
- Actualizar el caso con venteo, considerando únicamente la estrategia de venteo prevista en el diseño del sistema. Esta secuencia incluirá, adicionalmente, los recombinadores del caso anterior.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Una vez se revise el informe 01-F-Z-06000, se procederá a la revisión del informe 01-F-M-00881 *"Análisis de estanqueidad de las penetraciones y válvulas de aislamiento de contención en las condiciones de presión, temperatura y radiación esperables en un accidente severo"*, incluyendo los resultados del Análisis de las Condiciones Ambientales en Contención en Accidentes Severos (01-F-Z-06000 Rev. 4). y justificando las hipótesis de temperatura de manera consistente. Para ello se ha emitido la acción AI-AL-15/300.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 11 de 15, cuarto párrafo:

Dice el Acta:

“Respecto a las hipótesis consideradas en este informe la inspección indicó la necesidad de analizar no sólo el instrumento sino también todos aquellos componentes y cables necesarios para transmitir la señal , asimismo se cuestionó la validez del valor de radiación obtenido a partir de los documentos de análisis de LOCA de la planta como representativo del accidente severo.”

Comentario:

Se ha emitido la acción AI-AL-15/299 para revisar el análisis de la capacidad de los equipos de I&C para información fiable en accidente severo (GGAS) incluyendo las conclusiones del Análisis de las Condiciones Ambientales en Contención en Accidentes Severos (01-0-F-Z-06000) y analizando los cables dentro del alcance.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/AL0/15/1060
Comentarios

Hoja 11 de 15, sexto párrafo:

Dice el Acta:

“Respecto a los valores de presión , temperatura y radiación usados para valorar el aislamiento de la contención y la instrumentación en condiciones de accidente severo , la inspección requirió que ambos informes 01-F-M -00881 y 01-F-I-02063 fuesen consistentes y se realizase una revisión de los mismos con los valores obtenidos en la última edición del documento 01- F- Z-6000 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos", considerando tanto el número de recombinaidores finalmente previstos en CN Almaraz así como el uso del venteo filtrado para determinar los valores de presión y temperatura.

Asimismo respecto a los valores de radiación usados en ambos documentos la inspección indicó la necesidad de establecer un valor justificado de radiación en contención para condiciones de accidente severo con los medios existentes.”

Comentario:

En relación con el informe 01-F-Z-06000 "Análisis de las condiciones ambientales en contención en accidentes severos", se ha emitido en SEA la acción AI-AL-15/297 para su revisión, incluyendo los siguientes aspectos:

- Actualizar el caso con recombinaidores, manteniendo únicamente la secuencia que considera la distribución y tipo de recombinaidores que se prevén para ser instalados en CNA.
- Actualizar el caso con venteo, considerando únicamente la estrategia de venteo prevista en el diseño del sistema. Esta secuencia incluirá, adicionalmente, los recombinaidores del caso anterior. Una vez se revise el informe 01-F-Z-06000, se procederá a la revisión de los siguientes informes:

- 01-F-M-00881 "Análisis de estanqueidad de las penetraciones y válvulas de aislamiento de contención en las condiciones de presión, temperatura y radiación esperables en un accidente severo", incluyendo los resultados del Análisis de las Condiciones Ambientales en Contención en Accidentes Severos (01-F-Z-06000 Rev. 4), y justificando las hipótesis de temperatura de manera consistente. Para ello se ha emitido en SEA la acción AI-AL-15/300.

- 01-F-M-01835 "Simulación Fuga Hidrógeno desde Contención". Para ello se ha emitido en SEA la acción AI-AL-15/301 para revisar el informe 01-F-M-01835 "Simulación Fuga Hidrógeno desde Contención", incluyendo los resultados del Análisis de las Condiciones Ambientales en Contención en Accidentes Severos (01-F-Z-06000 Rev. 4), justificando las hipótesis de temperatura de manera consistente y la fórmula de fugas de hidrógeno empleadas.

DILIGENCIA

En relación con los comentarios formulados en el "Trámite" del Acta de Inspección de referencia **CSN/AIN/AL0/15/1060**, correspondiente a la inspección realizada a la Central Nuclear de Almaraz los días 26, 27 y 28 de octubre de dos mil quince los inspectores que la suscriben declaran:

- **Comentario general:** el comentario no afecta al contenido del acta por no ser objeto de la inspección.
- **Hoja 2 de 15, segundo párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 3 de 15, segundo párrafo a primero de la hoja siguiente:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 5 de 15, segundo a tercer párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 6 de 15, cuarto párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 7 de 15, primer párrafo:** se acepta la primera parte del comentario. La segunda parte, se acepta el comentario pero no modifica el contenido del acta.
- **Hoja 7 de 15, último párrafo a primero de la hoja siguiente:** se acepta el comentario que no modifica el contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 9 de 15, tercer párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 10 de 15, séptimo párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 11 de 15, cuarto párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.
- **Hoja 11 de 15, sexto párrafo:** el comentario no afecta al contenido del acta por tratarse de información adicional.

Madrid, 10 de febrero de 2016

Fd



Inspectora CSN

Fc



Inspector CSN