

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

ACTA DE INSPECCION

Dña. [REDACTED], Dña. [REDACTED], Dña. [REDACTED], D. [REDACTED], D. [REDACTED] Y D. [REDACTED] funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica del Consejo de Seguridad Nuclear, actuando como Inspectores del citado Organismo,

CERTIFICAN: Que se personaron los días veintinueve y treinta de junio y uno, dos y tres de julio de 2009 en la central nuclear de Almaraz (CNA), con Autorización de Explotación concedida por Ministerio de Economía mediante Orden Ministerial de ocho de junio de dos mil.

Que el objeto de la Inspección era auditar la documentación sobre “Bases de diseño de componentes”, según el procedimiento del Consejo que lo desarrolla, PT.IV.218, mediante una revisión de los componentes seleccionados para verificar que las bases de diseño son las adecuadas y han sido debidamente puestas en práctica.

Que la Inspección fue recibida por D. [REDACTED] Jefe de Ingeniería de Planta, y Dña. [REDACTED] por parte de Licenciamiento, ambos de CNA, quienes manifestaron conocer y aceptar la finalidad de la Inspección.

Que los representantes de CNA fueron advertidos previamente al inicio de la inspección que el acta que se levante de este acto, 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 el titular exprese qué información o documentación aportada durante la inspección podría no ser publicable por su carácter confidencial o restringido.

Que el titular manifiesta que en principio toda la información o documentación que se aporta durante la inspección tiene carácter confidencial o restringido, y sólo podrá ser utilizada a los efectos de esta inspección, a menos que expresamente se indique lo contrario.

Que de la información suministrada por los representantes de la Central a requerimiento de la Inspección y de las comprobaciones visuales y documentales, realizadas por la misma, resulta lo que sigue.

Que la Inspección indicó al titular que de acuerdo con el procedimiento citado, se había seleccionado una serie de componentes significativos y acciones del operador basado en la información contenida en el vigente Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central.

Que los componentes seleccionados fueron localizados dentro de los sistemas siguientes: sistema de inyección de seguridad a alta presión, sistema de inyección de seguridad a baja presión, agua de servicios esenciales (SW) y agua de refrigeración de componentes.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que en concreto se eligieron los siguientes componentes:

- Bombas de inyección de seguridad de alta presión (Bs-Carga-CVCS).
- Bombas de inyección de seguridad de baja presión (Bs-RHR).
- Transmisores utilizados en el control de inventario del RCS (CS-FT-122, RH-FT-605, CS-PT-145).
- Indisponibilidad por mantenimiento de bombas en espera del sistema de agua de refrigeración de componentes y del sistema de agua de servicios.

Que asimismo se eligieron para su revisión las siguientes acciones humanas:

- Acción humana de rearranque de equipos después de recuperación de energía eléctrica.
- Acción humana de cambio de la inyección de seguridad de modo inyección a modo recirculación.
- Acción humana de reposición de inventario al RCS con bombas de carga.
- Acción humana de reposición de inventario al RCS por gravedad desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga tras fallo de la bomba de carga.

Que las acciones de operador seleccionadas para la revisión incluyeron acciones tomadas por los operadores tanto dentro como fuera de la sala de control durante los accidentes postulados.

Que asimismo se revisó la experiencia operativa relacionada con estos componentes en los últimos cinco años.

Que la Inspección revisó la descripción funcional de los sistemas, la documentación base de diseño relacionada, las Especificaciones Técnicas, el Estudio de Seguridad, el mantenimiento, y las exigencias operacionales relacionadas con bombas, planos, cálculos, pruebas de los diversos componentes así como otra información base de diseño disponible para determinar las exigencias de funcionamiento de los diferentes componentes seleccionados.

Que asimismo se realizó una revisión en campo, ronda por Planta, de todos los componentes accesibles para evaluar la condición material y verificar la compatibilidad de la configuración instalada en el diseño.

Que también, se revisaron en gabinete y en la ronda por Planta, las acciones manuales seleccionadas y otras operaciones previstas en los procedimientos asociados con Procedimientos de Operación de Emergencia (POES) y Procedimientos de Operación Anormal (POAS) y otros procedimientos disponibles como Procedimientos de vigilancia de ETFs asociados a bombas de Carga, bombas de RHR, bombas de Componentes y bombas de Esenciales.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que también se revisaron las condiciones anómalas y análisis de operabilidad asociados, gamas de mantenimiento, modificaciones de diseño y órdenes de trabajo correctivo, en relación con los componentes objeto de la inspección, en los últimos cinco años.

Que en relación a las bases de diseño de los componentes “Bombas de Carga” y “Bombas de Evacuación de Calor Residual (RHR)”, la Inspección planteó las cuestiones que se relacionan seguidamente, que fueron respondidas por los representantes de CNA según se indica también a continuación:

Que la Inspección indicó la diferencia existente entre las curvas de caudal frente a presión que aparecen como licenciadas en las figuras nº 6.3.1.1 y 6.3.1.2 del EFS respectivamente para las bombas de carga y de RHR, y las tablas de aportación de caudal-presión de la inyección de seguridad que se consideran en los documentos WENX que soportan los análisis de licencia del ciclo y, en particular, los análisis que soportan el futuro aumento de potencia que CNA ha solicitado licenciar.

Que por parte de CNA se indicó que no se puede comparar la curva Q-TDH de una bomba con la curva característica de inyección de un sistema en función de la contrapresión del primario y del escenario especificado.

Que para calcular la curva del sistema se modela, además de las bombas con sus curvas, la red de tuberías, válvulas, cambiadores, etc hasta las conexiones con el primario. En el primario se ponen condiciones de contorno de presión y se hacen hipótesis dependientes del escenario:

- Tamaño de rotura $<6''$ o $>6''$ (rotura de una tubería de inyección)
- Máximas / mínimas salvaguardias.

Que por tanto las Figuras EFS-6.3.1-1 y 2 son las curvas de las bombas y las figuras del WENX-08-13 (SBLOCA) corresponden a las curvas del sistema de inyección para SBLOCA y corresponden a la zona de inyección de alta de las figuras del EFS-15.3.1-1 1a y 2. La tabla 3 del WENX-07-20 (LBLOCA MER en el aumento de potencia) corresponde con el caudal de inyección del sistema (alta y baja presión) para mínimas salvaguardias en caso de LB-LOCA. Esta tabla corresponderá en el futuro a la Fig EFS-15.4.1-1 en la que se representa la inyección a bajas presiones del RCS.

Que la Inspección indicó la diferencia existente entre los valores de caudal considerados como “de referencia” en los procedimientos de la prueba trimestral de las bombas y los valores que corresponden a las presiones de la prueba trimestral según las curvas de las figuras 6.3.1.1/2 del EFS, que son considerablemente mayores. O bien alternativamente, que a los caudales “típicos” de la prueba trimestral las presiones diferenciales mínimas según la curva de las figuras 6.3.1.1/2 del EFS deberían ser mayores.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que se contestó que, por el diseño de los sistemas de inyección de alta y baja presión y considerando el alineamiento previsto para la prueba trimestral de las bombas, tanto en recirculación como “en carga”, no es posible obtener condiciones de prueba de las bombas que puedan aproximarse al punto de las curvas de las figuras 6.3.1.1/2.

Que se indicó que la prueba trimestral que da cumplimiento a la ETF 4.5.2.f tiene por objeto el seguimiento trimestral de los parámetros mecánicos de las bombas para detectar anticipadamente su degradación, y no tiene por objeto la verificación del cumplimiento de las curvas que figuran en las bases de diseño de las bombas.

Que, sin embargo, y sin estar requerida por las ETF, en las recargas se realiza una prueba de las bombas en un punto próximo a su curva de diseño, alineando la descarga a la cavidad del reactor, y que se denomina “prueba completa”.

Que en dicha prueba, según indicó CNA, se lleva a la bomba a condiciones próximas al “runout”, lo que permite detectar degradaciones.

Que se indicó que dicha prueba se realiza sistemáticamente siempre después de que se hayan realizado modificaciones en los equipos que puedan afectar a la curva de las bombas, y su duración es muy corta, con el fin de no inundar la cavidad.

Que, en este sentido, se mostró a la Inspección un registro “interno” de la sección de Ingeniería del Reactor realizado en la última recarga de la unidad 2 con fecha abril de 2009 y correspondiente a la prueba de las tres bombas de carga, donde se aprecia que en dicha prueba las bombas alcanzaron puntos de funcionamiento de 120 a 125 Kg/cm² de presión diferencial y caudal de 128 m³/h, que según se indica en los registros, están por encima de la curva teórica de análisis de seguridad de las bombas de carga.

Que en los procedimientos PV-IR1-20-01 A/B/C para las bombas de carga, y PV-IR1-20-05 A/B para las bombas de RHR, de los cuales se entregaron copias a la Inspección, se indica la posibilidad de realizar “una prueba completa”, pero no se dan instrucciones en dichos procedimientos para el alineamiento que debe realizarse en dicha prueba.

Que los criterios de referencia que figuran para dicha prueba “completa” en el Anexo 2 de los PV-IR1-20-01 A/B/C son un caudal de 40 m³/h y una presión diferencial de 184 Kg/cm², los cuales son, sin embargo diferentes de los valores que se alcanzaron en la prueba de las bombas de la Unidad 2 realizada en abril de 2009 y que se menciona anteriormente.

Que en Anexo 5 de los procedimientos de prueba PV-IR1-20-01 A/B/C para las bombas de carga, y PV-IR1-20-05 A/B para las bombas del RHR, se incluye una “curva de las bombas”, pero que no se indica en el texto de dichos procedimientos bajo que criterios deben comprobarse los puntos de dicha curva.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que CNA indicó que la curva que se incluye en el Anexo 5 de los procedimientos es la curva real de cada bomba obtenida en pruebas completas realizadas en planta. Que la curva de cada bomba se actualiza sistemáticamente después de realizarse intervenciones de mantenimiento o modificaciones que, a juicio de ingeniería, puedan suponer cambios en las características hidráulicas de cada bomba. En este sentido, en el Anexo 5 del procedimiento de la bomba de carga nº 2 de la Unidad 1 se indica “Cambio Rodete recarga 14ª 29/10/2000”.

Que la Inspección señaló que, aunque los procedimientos de cada una las bombas de carga y RHR incluyen en su Anexo 5 las curvas respectivas de las bombas, en dichos procedimientos no se dan instrucciones sobre los criterios para la realización de las pruebas llamadas “completas”, ni criterios sobre la aceptabilidad de los resultados obtenidos en función del cumplimiento de las curvas reales incluidas en los Anexos 5.

Que se respondió que las curvas de los Anexos 5 se incluyen exclusivamente para verificar y soportar que los criterios de aceptación de los procedimientos de prueba siguen siendo válidos después de modificaciones realizadas en las bombas.

Que la Inspección señaló que aunque dichas pruebas completas no sean requeridas para cumplir los requisitos de las ETF en vigor, deberían ser documentadas mediante procedimientos, criterios y registros formales, ya que son pruebas que involucran a sistemas y componentes relacionados con la seguridad y permiten comprobar que dichos componentes cumplen las curvas que figuran en el EFS y en las bases de diseño.

Que la inspección observó que en el Anexo 5 del procedimiento correspondiente a la bomba de carga 1 de la Unidad 1, de referencia IR1-PV-20.01A, rev 18 de julio del 2008, no figura la curva de la bomba.

Que se indicó por los representantes de CNA que dicha curva no figura en dicho Anexo 5 porque la bomba había sido objeto de mantenimiento mecánico en operación durante el ciclo actual, y que, por ello, consideraban que la curva de la bomba podía haber cambiado. Que se estaba esperando a la próxima parada de recarga para probar la bomba en prueba “completa” y obtener así de nuevo su curva presión-caudal. Que la bomba sí ha estado probándose trimestralmente según el procedimiento citado en cumplimiento de la ETF 4.5.2.f.

Que la Inspección señaló que no consideraba una buena práctica operativa el realizar modificaciones durante operación a potencia que pudieran afectar a las curvas características de la bomba de carga, y en general de las bombas relacionadas con la seguridad y cuya operabilidad es requerida en operación, ya que sólo se pueden probar completamente en la recarga, y habría que esperar a la recarga para verificar la curva real de la bomba, y que por ello pueden existir dudas razonables sobre la operabilidad de la bomba afectada en operación antes de ser probada.

SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

Que CNA respondió que efectivamente se consideraba acertada dicha observación de la Inspección, y que se estudiaría la implantación de una regla o revisión de procedimiento para que dichos mantenimientos y modificaciones se realicen en la parada de recarga, a fin de poder realizar la prueba completa lo antes posible después de modificaciones.

Que, en relación con lo anterior, la Inspección señaló que en este caso particular existen dudas razonables sobre la operabilidad de la Bomba de Carga 1 de la Unidad 1 en operación y que debería por ello considerarse la declaración de inoperabilidad de dicha bomba por no poder realizarse la prueba completa y por ello demostrar el cumplimiento de las bases de diseño.

Que la Inspección señaló la discrepancia existente entre el texto del capítulo 6.3.2 del EFS que señala que “las válvulas 8106 y 8109 A/B/C de la recirculación de las bombas de carga están enclavadas abiertas en cumplimiento de las acciones del Boletín de la NRC nº 80-18”, y la realidad operativa de la planta, ya que dichas válvulas no están enclavadas, puesto que deben ser cerradas según se requiere en la ejecución de los POE con el fin de asegurar que no se produce el “runout” de las bombas de carga y su posible fallo por sobrecarga.

Que CNA respondió que efectivamente dichas válvulas no están enclavadas, sino simplemente abiertas y con tensión y que sí existía dicha discrepancia con el texto del EFS. Que anteriormente las válvulas recibían señal de cierre con señal de IS y que por ello se mantenían enclavadas abiertas mediante sus manetas en la Sala de Control. Que al eliminarse en el año 1996 por la MD nº 1554 la lógica que mandaba la señal de cierre de las válvulas por señal de IS, las válvulas se mantienen simplemente abiertas, y sólo pueden cerrar por acción del operador desde Sala de Control. Que la discrepancia obedece a que no se actualizó el texto del EFS después de realizarse dicha MD. Que se entregó copia a la Inspección del archivo de la MD señalada.

Que se indicó que las bombas del RHR disponen de válvulas en las líneas de recirculación respectivas que abren por señal de caudal del circuito principal menor de 115 m³/h, y cierran por caudal superior a 230 m³/h. Que dichas válvulas se encuentran normalmente abiertas, y que no son válvulas de regulación de caudal por lo que no es posible operativamente ajustar el caudal de recirculación.

Que la Inspección preguntó sobre el estado de las válvulas situadas en la aspiración desde el Tanque de Recarga de referencias 8501 y 8500 respectivamente para los trenes A y B de la inyección de seguridad, y que en la figura 6.3-2 del EFS aparecen como abiertas y enclavadas. Que se respondió que dichas válvulas se encuentran abiertas con los interruptores desenergizados, por lo que es imposible su operación remota desde Sala de Control en condiciones normales. Que para la operación desde Sala de Control, y tal como se requiere en los POE es necesaria una acción local de inserción y energización de los interruptores respectivos. Que dichas válvulas también disponen de un enclavamiento local mediante cadena que impide su operación local a menos que se abra dicha cadena. Que la Inspección comprobó que en los paneles de Sala de Control que las manetas y luces de dichas válvulas se encuentran efectivamente desenergizados.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que la Inspección solicitó el procedimiento de prueba que da cumplimiento a la ETF 4.3.1.1.3 y 4.3.2.1.3 y que satisface la base de diseño e hipótesis de los análisis de licencia de la Inyección de Seguridad de que “el tiempo de respuesta debe ser igual o inferior a 30 seg”.

Que CNA mostró el procedimiento de vigilancia de referencia IC2-PV.01.06 cumplimentado respecto a la prueba realizada en el 4º trimestre de 2007 del tren B de salvaguardias que da cumplimiento a dicho requisito. Que en dicho procedimiento se calcula el “tiempo de respuesta” sumando el tiempo de arranque del Generador Diesel respectivo, los tiempos de la instrumentación y lógicas de actuación del sistema, y los tiempos asociados a los equipos. Que, en dicho registro de prueba el tiempo medido de respuesta de la IS después de la señal de “baja presión en presionador” fue de 18,023 segundos, y que corresponde a la suma de los tiempos siguientes:

- Tiempo del GD respectivo: 8 seg.
- Tiempo de las lógicas e instrumentos: 0,39 + 0,033 seg.
- Tiempo de apertura de la válvula de la aspiración desde el Tanque de Recarga: 9,600 seg. Que los tiempos de actuación medidos en la prueba citada para la bomba de carga B y para la bomba de RHR B fueron respectivamente 3,23 y 2,72 seg, por lo que el tiempo de actuación del tren de la inyección de seguridad viene definido por el tiempo de apertura de la válvula de aspiración citada.

Que la Inspección solicitó el procedimiento de prueba que da cumplimiento a la verificación de la base de diseño e hipótesis de los análisis de licencia de “el tiempo de ciclado de las válvulas en el camino de la IS debe ser igual o inferior a 10 seg”.

Que CNA mostró el procedimiento de vigilancia de referencia IRX-ES-38, rev 14 donde se requiere la comprobación de que el tiempo de ciclado de las válvulas 8801 A/B sea inferior a 10 seg.

Que la Inspección solicitó información sobre los caudales necesarios para la refrigeración de las bombas de carga, ya que en el apartado 6.3.2.2.3 del EFS se especifica la necesidad de que los sellos mecánicos de las bombas sean refrigerados por agua del sistema de componentes.

Que los representantes de CNA mostraron un esquema del circuito de refrigeración de los sellos mecánicos, plano de [REDACTED] nº SF-49160. Que dicho circuito es autónomo y no requiere, en realidad, aporte de agua de componentes.

Que CNA indicó que solamente es requerida el agua del sistema de refrigeración de componentes para la refrigeración del aceite de los cojinetes y del equipo accionador de la bomba, con un caudal de aporte de diseño de 10 m³/h a cada bomba, según se indica en el documento 01-F-M-00462 que se mostró a la Inspección.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que CNA indicó que en el año 2010 se realizará una modificación en una de las bombas de carga para mejorar el diseño del sistema de refrigeración de los sellos, a fin de suprimir la “tubería de mezcla”, y que en función de los resultados obtenidos con esta modificación, se decidiría la posibilidad de modificar el resto de las bombas.

Que la Inspección preguntó si en el diseño de las válvulas de referencias 115 B/D situadas en la aspiración de las bombas de carga desde el Tanque de Recarga se habían considerado adecuadamente las presiones diferenciales sobre el actuador involucradas. Que CNA mostró las hojas de datos del diseño de [REDACTED] donde se aprecia un error en la válvula 115D, ya que figura una presión diferencial para el caso más limitativo de apertura que no es la real de diseño de 90 psi empleada en las válvulas 115 B/D de las 2 unidades.

Que CNA indicó que esto es simplemente un error de tipo documental, ya que en las tablas de diseño de las válvulas, que se mostraron a la Inspección, figuran los valores correctos de 90 psi empleados en el diseño de las válvulas.

[REDACTED]

Que en relación con la Modificación de Diseño nº 2206, los representantes de CNA explicaron a la Inspección que en esta MD se instalaron 12 “venturis” pasivos multitoberas calibrados para la regulación del caudal en las tuberías de la inyección de seguridad de alta presión. El objeto de esta MD fue evitar los problemas asociados al desgaste de internos por la cavitación en las válvulas de regulación de tipo “aguja” existentes en dicha líneas de 2 pulgadas, cuando no están totalmente abiertas. Además se prevendría también la aparición de problemas en dichas válvulas ocasionados por el posible arrastre de materiales desde los sumideros en la fase de recirculación. Los discos venturi multitobera se instalaron en el lugar de los orificios calibrados. Después de realizarse dicha MD, se mantienen las válvulas de “aguja” abiertas totalmente evitando así los riesgos mencionados y el caudal de inyección se regula únicamente con los nuevos discos venturi multitobera.

Que los representantes de CNA entregaron a la Inspección documentación de [REDACTED] donde se explica el concepto de dichos discos multitobera, y entregaron además los documentos 01-EVD-M02206-00 y 01-EV-Z-02206-00 respectivamente de evaluación del diseño y evaluación de seguridad. Que en dichos documentos se indica que el diseño básico y dimensionamiento de los venturis ha sido realizado por [REDACTED], y que los caudales de Inyección de Seguridad máximos y mínimos previstos en los análisis de accidentes continúan siendo válidos, pero que esto debe ser verificado mediante la realización de pruebas preoperacionales. Los representantes de CNA indicaron que efectivamente se habían realizado pruebas en laboratorio para caracterizar dichos equipos.

Que la Inspección solicitó a los representantes de CNA el envío al CSN de los resultados de las pruebas y estudios realizados para confirmar el mantenimiento de la validez de las hipótesis sobre los caudales de inyección de seguridad de alta presión supuestos como hipótesis en los análisis de accidentes aplicables.

Que el día 1 de julio la Inspección asistió a la realización de la prueba trimestral de la bomba de carga nº 2 de la Unidad 1, realizada en cumplimiento de la ETF 4.5.2.f según el procedimiento IR1-PV-20.01.B.

SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

Que la Inspección señaló la existencia de un error en la figura del Anexo 1 del procedimiento, ya que, en realidad, las válvulas de la recirculación de las 2 bombas no probadas se mantienen abiertas durante la prueba, ya que según el PV no se actúan durante la prueba, y no están cerradas como se indica en dicha figura.

Que, en la reunión previa al inicio de la prueba, la Inspección planteó la discrepancia que existe entre el texto de la ETF 4.5.2.f que indica que las bombas “deben dar una presión mínima cuando se prueban en recirculación” en la prueba trimestral, y el hecho de que los procedimientos de vigilancia PV-IR1-20-01 A/B/C de dicha prueba trimestral correspondientes respectivamente a las bombas de carga 1, 2 y 3 se indique e incluso recomiende la posibilidad de probar las bombas “en alineación de carga”.

Que CNA contestó que efectivamente existe una posible discrepancia, pero que ello se debe a que la prueba trimestral de la bomba de carga que está en funcionamiento se realiza siempre manteniendo la “alineación de carga” por motivos de facilidad de operación ya que, según se afirmó, para realizar la prueba en recirculación pura de una bomba habría que aislar la recirculación de las otras dos.

Que CNA indicó que, sin embargo, ambas configuraciones de prueba se consideran equivalentes, ya que el caudal de diseño de la recirculación es de 13,6 m³/h (60 gpm) por cada bomba, y el caudal que pasa por la bomba típicamente en alineación de carga es de 40 m³/h, y que a esos valores de caudal, la curva de la bomba es prácticamente plana, y que además la prueba en carga es más exigente que la prueba en recirculación al ser el caudal mayor, por lo que la prueba asegura el cumplimiento de la ETF señalada.

Que CNA entendía que el término “recirculación” también se puede interpretar como aplicable al alineamiento en carga, ya que la bomba en realidad recircula el agua del reactor a través del sistema CVCS. Que, sin embargo, se estudiaría la conveniencia de revisar el texto de la ETF mencionada para ajustarlo a las condiciones del procedimiento de prueba.

Que la prueba se realizó manteniendo la bomba citada, que se encontraba en funcionamiento antes de la prueba, en la alineación de carga.

Que se midió un caudal total a través de la bomba de 40,3 m³/h, calculado suponiendo un caudal a través de la línea de recirculación de 13,6 m³/h, y sumando el caudal de carga de 21 m³/h y los caudales de inyección a sellos, medidos en los indicadores de Sala de Control.

Que la bomba alcanzó una presión diferencial de 184,7 Kg/cm², superior al valor requerido en la ETF aplicable, por lo que se cumplieron los criterios de aceptación. Que se tomaron así mismo, localmente, los datos de presión de aceite y temperaturas, que se piden en el Anexo 1 del procedimiento.

Que la Inspección realizó las siguientes observaciones en relación con la toma local de datos: que el procedimiento indica que “se utilizará termómetro de contacto”, sin embargo durante la prueba se utilizó uno de pistola, lo que puede originar una distorsión en la

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

interpretación de los datos de pruebas sucesivas; que no hay un formato donde anotar las revoluciones de la bomba; y que se afirmó que el indicador de presión local PI-23 mide en psi, sin embargo, en el procedimiento indica Kg/cm², y en el instrumento propiamente dicho no figura unidad alguna.

Que se entregó a la Inspección copia del registro cumplimentado y firmado de dicha prueba.

Que en relación con los filtros motorizados SW1/2-FT-01A/B situados en la descarga de las bombas de agua de servicios esenciales la Inspección comprobó lo siguiente:

- No existe una evaluación del potencial impacto que tiene el hecho de baipasar los filtros y refrigerar las cargas (diesel y cambiador de componentes) con agua del embalse de esenciales que no ha sido filtrada previamente.
- Existen numerosas órdenes de trabajos no programados asociadas con fallos en estos equipos así como un Informe de la RM para el estudio de esta problemática entre los años 2000-2004 (RGM-04/042). Del análisis de los sucesos anteriores destacan las siguientes problemáticas: fallos ocasionados por la rotura del pasador o el disparo de magnetotérmicos, problemas eléctricos en el motor y fallos en las válvulas solenoides de los filtros.
- No existe un plazo de tiempo máximo asociado a esta situación en la que el filtro motorizado se encuentra aislado. Únicamente en la OP2-IA-37 rev. 11 se indica que se deberá permanecer con este alineamiento "*el menor tiempo posible*" y esta limitación se introdujo como consecuencia de una experiencia operativa propia en la que se produjo entrada de aire en el sistema y un posterior golpe de ariete (EO-AL-2884 y EO-05/008).

Que como consecuencia de lo recogido en el párrafo anterior, la Inspección indicó que debería realizarse lo siguiente:

- Priorizar la limpieza de la cántara de aspiración de las bombas de servicios esenciales por si el material allí acumulado fuera la causa de los fallos repetitivos de los filtros motorizados.
- Reprogramar la fecha de cierre de la Acción de Mejora AM-AL-08/092, prevista para el 10/12/10, con el fin de analizar las causas por las que se producen problemas repetitivos en filtros motorizados de SW y proponer soluciones.
- Establecer en la ETF correspondiente la inoperabilidad de un tren del SW por fallo del filtro motorizado asociado.

Que en relación con las altas vibraciones en las bancadas de las bombas SW, la Inspección indicó que se deberá reprogramar la fecha de cierre de la Acción de Mejora AM-AL-08/091, prevista para el 10/12/10, con el fin de analizar las causas por las que se producen las vibraciones y proponer soluciones.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que en relación con la pérdida de refrigeración forzada ocurrida en noviembre de 2007, la Inspección revisó la siguiente documentación:

- Informe de evaluación con reanálisis de experiencia operativa EO-AL-3274 Rev. 1
- Acción de mejora AM-AL-07/377 con la que se solicita establecer una estrategia de mantenimiento para los sistemas CVCS, CC y SW de tal forma que, cuando en estos sistemas se disponga de un único tren operable, la bomba común esté operable.
- Acción correctiva AC-AL-07/232 con el fin de incorporar a las gamas aplicables de mantenimiento de las bombas de agua de refrigeración de componentes, la realización de análisis del aceite de cojinetes de bomba y motor.
- Acción de mejora AM-AL-07/379 cuyo objeto es revisar la instrucción de operación OP-IA-39 incorporando todos los métodos posibles de refrigeración de la piscina de combustible gastado.
- Acción de Mejora AM-AL-07/378 para analizar la posible mejora del procedimiento POA-ARCS-A "Fallos del sistema RH" para hacer frente a un incidente de pérdida de refrigeración forzada en piscina y cavidad del reactor. La resolución de esta acción indica que no ha sido necesario modificar dicho procedimiento.
- Estudio  para efectuar una consulta al suministrador de los rodamientos de las bombas de componentes sobre la influencia que el contenido en silicio detectado en los análisis de aceite puede tener en el comportamiento de los rodamientos.

Que la Inspección comprobó que, como consecuencia de la AM-AL-07/377, se ha modificado el procedimiento OP1-ES-11 rev. 11 de Evaluación de la seguridad en parada, para incluir la operabilidad de dos bombas de los sistemas de agua de refrigeración de componentes y de agua de servicios esenciales desde el inicio de la descarga de combustible hasta la entrada en modo 3. La inspección indicó que se deberá modificar la ETF 3.9.15 aplicable al sistema de refrigeración de piscina, con el fin de que sea coherente con esta nueva limitación.

Que la Inspección revisó la condición anómala CA-AL2-09/002 del 31-05-09 originada por la detección de una variación de temperatura en la indicación del cojinete L.O.A. de la bomba CC2-PP-02A. Como consecuencia de este hecho se abrió la no conformidad NC-AL-09/121 en cuya evaluación se garantiza la operabilidad de la bomba realizando las comprobaciones recomendadas por Mantenimiento Mecánico (tomar lecturas del nivel y temperatura del cojinete dos veces por turno según la AC-AL-09/116).

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que la Inspección indicó que la acción inmediata incluida en la CA-AL2-09/002 referente a no realizar mantenimiento preventivo sobre la bomba CCX-PP-02 mientras exista una condición anómala abierta sobre un componente redundante, debería hacerse extensiva a todos aquellos equipos en los que se pudiera dar esta situación y quedar así recogido en los procedimientos aplicables de planta.

Que durante la inspección visual se comprobó que la temperatura del cojinete L.O.A de la bomba CC2-PP-02A era 72 ° C mientras que la de la bomba CC1-PP-02B era 56 ° C.

Que en relación con las temperaturas de cojinetes y devanados de motores de las bombas de agua de servicios esenciales, la Inspección revisó la siguiente documentación:

- Estudio ES-AL-07/096 del 20-03-07 con el fin de fijar el tarado de las alarmas de cojinetes y devanados de motores en los registradores de las siguientes bombas. CD, CW, HD, SP, CCW, SW y RH ubicados en Sala de Control.
- Informe AT-08/008 "*Tarado de alarmas de temperatura de motores en los registradores del panel 366 de sala de control*"
- Listado de tarado de alarmas en registradores de temperatura DAL-64/U-I y U-II.

Que respecto a la determinación del caudal de agua de refrigeración de componentes a cada uno de los enfriadores de aceite (reductor y bomba) de las bombas de carga, la Inspección revisó el documento AT-09/019 rev. 1 del 02-05-09 "*Informe sobre las medidas de caudal de CC a los cambiadores de las bombas de carga*". En dicho informe se concluye que se han medido caudales en cada enfriador superiores a los mínimos requeridos en el estudio 01-FM-0462 Ed. 2 (5,1 m³/h en enfriador de bomba y 4,9 m³/h en el enfriador del reductor) y que se han emitido las Hojas de Cambio Documental para incluir en los diagramas de flujo del sistema de refrigeración de componentes los cambiadores de aceite del multiplicador y de las bombas de carga. Asimismo, el titular manifestó durante la inspección que se enviará al CSN para su evaluación una propuesta de cambio de la ETF 3/4.7.3 con el fin de incluir la medición periódica de estos caudales de refrigeración.

Que la Inspección revisó la documentación asociada a la modificación de diseño 1-MDR-02261-00/01 mediante la cual se elevaron las tuberías de descarga de lavado de filtros del tren B del sistema de agua de servicios esenciales. Durante la inspección visual realizada para comprobar la ejecución de esta MD, se detectaron numerosos charcos de agua en el cubículo de los filtros de descarga de las bombas de esenciales de tren B, así como un deficiente estado de conservación de la instalación.

Que la Inspección indicó que deberá limitarse el tiempo que una bomba común de CC o SW pueda sustituir a una de las de tren A o B, si como consecuencia del estudio de parada segura ante incendio que el titular estaba elaborando se desprendía alguna posibilidad de que un incendio en las bombas comunes, pudiera producir la pérdida de los dos trenes de refrigeración.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que en cuanto a los lazos de instrumentación correspondientes a la medida de caudal en la línea de carga del sistema de control químico y volumétrico, CS-FT-122, de presión en la descarga de dicho sistema, CS-PT-145, y de caudal aguas abajo de los cambiadores de calor del sistema de evacuación de calor residual, RH-FT-605A/B, se revisaron algunos aspectos de diseño que se resumen en los párrafos que siguen:

Que el transmisor de presión diferencial FT-122, del fabricante [REDACTED] participa en el control de la válvula neumática FCV-122, enviando su señal, junto con las señales procedentes de los transmisores FT-122A y FT-122B, a un selector de mediana del sistema de control digital del reactor (SCDR), del que se obtiene una señal que a su vez entra a un controlador PID de caudal de carga cuyo setpoint procede de otro controlador de nivel del presionador. La señal de salida del controlador de caudal de carga se envía en primer lugar a la estación de control automático/manual de sala de control y a continuación a la estación de control automático/manual del panel de parada de emergencia, de donde parte hacia el posicionador de la válvula.

Que el transmisor de presión PT-145, del fabricante [REDACTED] se utiliza para el control de la válvula neumática PCV-145, enviando señal a un controlador PID integrado en el SCDR que posee como setpoint el valor de presión a mantener en el cambiador de la descarga del sistema CS, y cuya señal de salida se envía al posicionador de la válvula a través de la estación de control automático/manual de sala de control.

Que los transmisores de presión diferencial RH-FT-605A/B, del fabricante [REDACTED] actúan respectivamente sobre las válvulas neumáticas FCV-605A/B de baipás de los cambiadores de calor residual, a través de un controlador PID del SCDR cuyo setpoint es el valor de caudal que se desea mantener a través de dichos cambiadores, y cuya señal de salida se envía al posicionador de la válvula a través de la estación de control automático/manual de sala de control.

Que en cuanto a la calibración de las válvulas neumáticas correspondientes a los lazos mencionados, los representantes de la central proporcionaron a la Inspección una copia de las gamas aplicables a las mismas, cuyo fundamento se resume a continuación:

- C-SY-0101: “Calibración válvula neumática e instrumentación asociada al sistema de control químico y volumétrico”, rev.0, aplicable con frecuencia 1R a las válvulas FCV-122 y PCV-145, desde donde se remite al procedimiento de calibración de válvula de control ICX-CL-02.01, y se dan, entre otras, las instrucciones de calibración del convertidor I/P, de ajuste de los finales de carrera.
- C-SY-0262: “Inspección, limpieza, calibración y alineamiento de válvula neumática [REDACTED] en sistema RH”, rev.1, de contenido similar a la anterior y aplicable con frecuencia 1R a las válvulas FCV-605A/B.

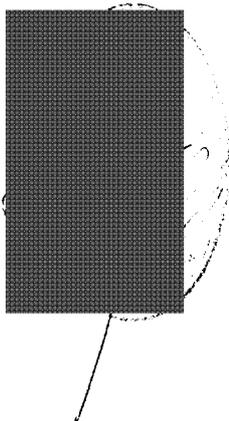
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

- ICX-CL-02.01: “Calibración de válvulas neumáticas de control”, rev.7, donde se dan, entre otras, las instrucciones de ajuste de la gama resorte, calibración del posicionador y comprobación de sus manómetros, calibración del convertidor electroneumático y medida de tiempos de apertura y cierre de la válvula.

Que con relación al mantenimiento correctivo realizado sobre los lazos mencionados durante los últimos cinco años, se revisaron las órdenes de trabajo cuyo n° de PT/OT es el siguiente:

- 641385/3318483. Fallo del indicador digital de la estación auto-manual del panel de parada de emergencia correspondiente a la válvula FCV-122 de la Unidad 1. La verificación de operabilidad realizada tras la sustitución de dicho display consistió en una prueba funcional y alineamiento, no realizándose una calibración completa puesto que, según manifestaron los representantes de la Central, el elemento sustituido tan solo proporciona indicación no interviniendo en la función de control de la válvula. Contrariamente a este argumento, la Inspección expuso su consideración de que los elementos indicadores tanto de sala de control como del panel de parada de emergencia deben estar sometidos a calibraciones periódicas de verificación de todos sus puntos (al menos el 0, 25, 50, 75 y 100% del span), las cuales deben realizarse siempre tras su sustitución.
- 671109/3635095. Fallo del indicador digital de la estación auto-manual del panel de parada de emergencia correspondiente a la válvula FCV-122 de la Unidad 2. Dicho display fue sustituido y verificado su correcto funcionamiento.
- 682523/3982777. Se detecta la estación auto-manual del panel de parada de emergencia correspondiente a la válvula FCV-122 de la Unidad 1 en posición manual, pasándose a auto y verificándose que la válvula funciona correctamente.
- 701405/4093963. Fallo de la estación auto-manual del panel de parada de emergencia correspondiente a la válvula FCV-122 de la Unidad 2, la cual fue sustituida y puesta en servicio. Este fallo tuvo como origen el fallo de la fuente de alimentación interna de la estación controladora y dio lugar al ISN 07/004 por superación del valor de nivel máximo del nivel del presionador indicado en la CLO 3.4.4 de las ETFs.
- 74977/4663469. Fallo de la estación auto-manual del panel de parada de emergencia correspondiente a la válvula FCV-122 de la Unidad 1, la cual fue sustituida y puesta en servicio. Este fallo ha sido analizado por el fabricante siendo achacado a la degradación de los condensadores electrolíticos que ocasionaron el fallo de la fuente de alimentación interna de la estación controladora. Dio lugar al ISN 08/002 por el mismo motivo que el caso anterior. A la vista de la recurrencia de este problema, la Inspección preguntó sobre la conveniencia de instalar una maneta en el panel de emergencia que



SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

habilite/deshabilite dicha estación para la señal de control, la cual aparece como acción correctora diferida propuesta en la rev.1 del informe a 30 días del ISN. Los representantes de la Central respondieron que todavía no se ha tomado una decisión al respecto y que lo que se ha implantado es una gama de mantenimiento preventivo de sustitución de condensadores electrolíticos de estas estaciones cada 3R.

- 650067/3373763. Fallo del convertidor de señal de corriente a señal de presión que llega al posicionador de la válvula PCV-145 de la descarga del sistema CS de la Unidad 1. Dicho convertidor fue sustituido y calibrado, así como el manorreductor de alimentación al posicionador por presentar oscilaciones quedando la válvula en servicio.
- CSY0262/3380905. Fallo del convertidor de señal de corriente a señal de presión que llega al posicionador de la válvula FCV-605A del sistema RH de la Unidad 2, que se sustituye verificando su correcta calibración.
- 715513/4423561. Oscilaciones de la señal de caudal procedente del transmisor RH2-FT-605A, que se solucionaron purgando el transmisor.
- 737287/4556389. Oscilaciones de la señal de caudal procedente del transmisor RH1-FT-605B, que se solucionaron purgando el transmisor.

Que se revisaron algunos aspectos de Modificaciones de Diseño relacionadas con los lazos de instrumentación mencionados, cuyo alcance se resume en los párrafos que siguen:

Que con la MDR-02340-00/01 se cambiaron las alimentaciones eléctricas a los posicionadores de las válvulas RH-HCV-603 A y B, controladoras de caudal de salida de los cambiadores de calor residual, de forma que quedan alimentados del mismo tren que las solenoides de dichas válvulas, es decir, el de la HCV-603A, anteriormente alimentado de tren B, queda alimentado de tren A y el de la HCV-603B, anteriormente alimentado de tren A, queda alimentado de tren B.

Que los representantes de la Central mostraron a la Inspección, sobre el diagrama 7412D15, la nueva alimentación a las estaciones controladoras de sala de control, procedente del inversor IPS I (alimentado de 118 Vac regulada de trenA) para la HC-603A y del IPS III (alimentado de 118 Vac regulada de tren B) para la HC-603B; así como sobre el esquema de cableado 01-DE-1101 correspondiente a la válvula HCV 603B, la alimentación a sus solenoides procedente de 125 Vcc de tren B.

Que asimismo, se mostró copia del correo electrónico de [REDACTED] de 26/09/06 que indica que el origen de la alimentación eléctrica a los posicionadores de estas válvulas no es relevante al no estar relacionados con la seguridad ni los posicionadores ni la señal de demanda de posición proveniente de sala de control, siendo necesario únicamente

SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

alimentar las válvulas solenoide del actuador de cada válvula principal de su correspondiente tren de corriente continua, como es el caso.

Que con la OC-I-01790-03 se implantaron, entre otros, dos nuevos transmisores de caudal en la línea de carga del sistema CS, los CS-FT-122 A y B del fabricante [REDACTED] que miden la diferencia de presión a través de la misma placa de orificio que el CS-FT-122 y que son requeridos por el diseño del sistema de control del SCDR descrito anteriormente en este Acta.

Que se revisaron una serie de aspectos relacionados con el cableado de las bombas de carga (CS1-APCH01/02/03 y CS2-APCH01/02/03, de las Unidades 1 y 2 respectivamente), las de agua de refrigeración de componentes (CC1-PP-2A/2B y CC2-PP-2A/2B, de las Unidades 1 y 2, y CCX-PP-2, común a ambas Unidades) y las de agua de servicios esenciales (SW1-PP-01A/01B y SW2-PP-01A/01B, de las Unidades 1 y 2, y SWX-PP-01, común a ambas Unidades), los cuales se exponen en los apartados siguientes.

Que la Inspección preguntó acerca de la alimentación eléctrica de las bombas comunes, procedente de ambos trenes en cada Unidad para el caso de la bomba de carga CS1/2-APCH03, y de ambos trenes de ambas Unidades para la de componentes CCX-PP-2 y la de esenciales SW-PP-01, y de su separación y/o protección dentro de cada tren del resto del cableado de ese tren.

Que los representantes de la Central respondieron que en cada tren los cables de la bomba común van separados y/o protegidos del resto de los cables de dicho tren y ello ha sido recientemente verificado en la revisión que se está realizando del estudio de parada segura de la planta, con lo que se impide que un incendio en un tren eléctrico pueda afectar tanto a la bomba de ese tren como a la común que pudiera estar en ese momento sustituyendo al otro tren.

Que ésta separación fue parcialmente verificada por la Inspección durante su recorrido por la planta para el caso de las bombas de componentes, observándose que la protección pasiva de una de las bandejas de cables situada sobre la bomba del tren B de la Unidad 2 estaba deteriorada, aspecto que la Central se comprometió a reparar lo antes posible.

Que la Inspección solicitó información acerca de los posibles enclavamientos y/o protecciones mecánicas y eléctricas que impidan la comunicación de trenes eléctricos diferentes a través de la inserción del interruptor de la bomba de reserva.

Que dicho enclavamiento mecánico consiste en un freno normalmente insertado en el lugar que corresponde al interruptor de alimentación de la bomba de reserva, el cual precisa de una llave para ser retirado que no puede ser extraída del freno mientras éste permanezca retirado, existiendo una sola llave para las bombas de carga de cada Unidad, una para las de componentes y una para las de esenciales.

SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

Que con relación a este punto la Inspección planteó la posibilidad de que a una misma barra queden acopladas tanto la bomba de su tren como la de reserva, respondiendo los representantes de la Central que la realización de dicha operación no está prevista en ningún caso.

Que la Inspección visitó en campo la instalación del freno mencionado y la ubicación del interruptor de reserva, del cual existe uno por barra, observando, para el caso de la barra de 6'3 KV de tren A de la Unidad 2, que la cadena que proporciona sismicidad a dicho interruptor estaba sin atar. Que en ese mismo momento los representantes de CNA anclaron el interruptor a la pared y adicionalmente se comprometieron a tomar nuevas medidas, a la mayor brevedad, para evitar la repetición de este tipo de descuidos.

Que en cuanto a las precauciones cuyo fin es la protección eléctrica a tener en cuenta a la hora de extraer el interruptor de una bomba a sustituir para ser insertado en la de reserva, los representantes de la Central mostraron, a modo de ejemplo, el procedimiento que aplica al cambio de la bomba de reserva de refrigeración de componentes por la común.

Que dicho procedimiento es el OP2-IA-38, rev.11, que en el punto 6.3.5 de su instrucción 6.3 manda poner la maneta de la bomba de reserva de sala de control en posición BLOQUEO para proceder al cambio del interruptor. Adicionalmente, en el procedimiento local OP2-LO-02, rev.2, correspondiente a las tareas del Auxiliar de Turbinas de la Unidad 2, se dan como instrucciones de extracción e inserción de un interruptor de 6'3KV, además de la verificación de interruptor abierto, la posición de la maneta local 69 del interruptor en DISPARO y del [REDACTED] de alimentación al circuito de control de cierre del interruptor en ABIERTO.

Que en relación con los aspectos de ingeniería de factores humanos, se revisaron diferentes modificaciones de diseño de la planta, pruebas realizadas a los componentes ya reseñados, procesos de verificación y validación de procedimientos anormales y de emergencia (POAs-POEs) y seguimiento de acciones humanas tanto en la Sala de Control como en la visita o ronda realizada por Planta.

Que el titular ha implantado desde 2005 una mejora en el proceso de modificaciones de diseño de planta, en cuanto a que se valora desde el principio del proceso si la modificación afectará a criterios de ingeniería de factores humanos y, si ese fuese el caso, se identifican aquellos criterios que deberán ser cumplidos por el diseño.

Que esos análisis de ingeniería de factores humanos son realizados por la empresa de ingeniería contratada por el titular, esto es, [REDACTED].

Que los criterios empleados para esos análisis, y el resultado de la aplicación de los mismos, quedan recogidos en:

- a) "Lista de comprobación LC-IFH-00 para la verificación de los criterios de ingeniería de factores humanos en las modificaciones de diseño". Es la lista empleada para decidir si la modificación afectará a criterios de factores humanos.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

- b) “Listas de comprobación LCH-IFH-01 a 13, LC-IFH-ES y Anexo 2 de GE-55”. Dependiendo de la interfase persona-maquina afectada, se determina qué listas de criterios de factores humanos deben ser cumplidos por el diseño.

Que los representantes de CNA explicaron y la Inspección revisó un conjunto de modificaciones de diseño que, según el análisis de las mismas, afectaban a la ingeniería de factores humanos. En concreto se revisaron las siguientes:

- Sistema CS: Modificación de diseño 2-MDR-01962-00/01: “CS/MW Cierres mecánicos dobles en bombas de ácido bórico”.
- Sistema RH: Modificación de diseño 2-MDR-02481-00/01: “RH / Aumento capacidad válvulas de alivio RH-2-8708 A/B”.
- Sistema SI: Modificación de diseño 1-MDR-02154-00/01: “SI/ Instalar venteos entre las válvulas de aislamiento de las penetraciones”.

Que la Inspección también revisó un conjunto de modificaciones de diseño que, según el análisis de las mismas, no afectaban a la ingeniería de factores humanos. Fueron las siguientes:

- Sistema SW: Modificación de diseño 0-MDR-02264-00/01: “EE/ Plataforma de actuación de válvula SW-X-520”.
- Sistema CCW: Modificación de diseño 1-MDR-02276-00/01: ”CC/Sustitución de los CC-1-FE-3413/4 por Annubar”.

Que la modificación de diseño 2-MDR-01962-00/01, del año 2006 en la unidad 2 de CNA, es relativa a la inyección de agua a un nuevo modelo de cierre mecánico de doble sello de las bombas de transferencia de ácido bórico para evitar cristalizaciones de boro.

Que al revisar la Inspección la documentación de esta modificación de diseño se observó que, una vez identificados (en la lista de comprobación LC-IFH-00) los criterios de ingeniería de factores humanos aplicables a las válvulas manuales de corte de nueva instalación en las líneas de aporte y retorno de agua, el análisis de la modificación de diseño concluía (en la lista de comprobación LC-IFH-06) con que no se aplicaban esos criterios a ninguna de las válvulas por no considerarse las mismas importantes desde el punto de vista de la seguridad.

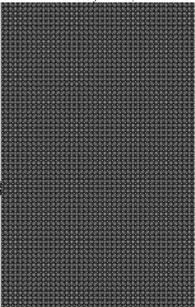
Que, sin embargo, la razón de esta modificación de diseño responde a unas frecuentes indisponibilidades de las bombas, identificadas en la regla de mantenimiento, y que son consecuencia del deterioro de sus cierres mecánicos. Así mismo es una modificación de diseño que sí está relacionada con la seguridad, como recoge el propio análisis de la modificación.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que, adicionalmente, se planteó la cuestión de si, independientemente de este caso revisado, la aplicación de los criterios de factores humanos en las modificaciones de diseño, debe ir más allá de si el componente, equipo o estructura cumple o no funciones de seguridad.

Que el mismo tipo de análisis y con las mismas conclusiones fue realizado por el titular en la modificación de diseño 1-MDR-02154-00/01, relativa a la instalación de venteos entre las válvulas de aislamiento (SI1-8811A y SI1-8812A para el tren A y SI1-8811B y SI1-8812B para el tren B) de las penetraciones de contención del sistema de inyección de seguridad, en las líneas de aspiración de las bombas de baja presión desde el sumidero de contención; concluyendo el titular en el análisis que los criterios de válvulas manuales no le son aplicables en este caso, porque a las válvulas de venteo y drenaje no se les da la consideración de válvulas importantes, ya que no intervienen en el proceso y únicamente hacen la función de barrera de presión.



Que la Inspección comprobó que en el procedimiento OP1-IA-70 (Rev. 10): “Inyección de Seguridad”, el titular ha recogido la necesidad de dejar cerradas estas válvulas manuales de aislamiento del venteo (válvula SI2-2076 para la línea de aspiración del tren A y válvula SI2-2075 para la línea de aspiración del tren B). En el procedimiento, junto a la posición cerrada requerida de las válvulas, se señala con una nota: “Ventear tanto en el llenado parcial/total del sistema como cuando se realicen maniobras en las válvulas motorizadas de aislamiento de la penetración”.

Que en relación con las pruebas realizadas a los diferentes componentes, la Inspección asistió a la Reunión Previa del Trabajo (“*pre-job briefing*”) para la realización de la prueba de la bomba de carga 2 de la Unidad 1, prueba IR1-PV-20.01B (Rev. 16 del procedimiento de prueba): “Ensayo de la bomba de carga CS1-CSAPCH-02”.

Que el supervisor directo del trabajo había confeccionado previamente el paquete de trabajo de dicha actividad, según se requiere en el procedimiento DAL-65 (Rev.0, Abril de 2008): “Guía para conformar paquetes de trabajo”

Que los participantes en la reunión (los ejecutores de la prueba y el supervisor directo de la misma), verificaron el paquete de trabajo e iniciaron la reunión previa del trabajo, según lo establecido en el procedimiento GE-47 (Rev. 2, Julio de 2007): “Preparación, realización y cierre documental de trabajos en campo en CNAT”.

Que el supervisor directo de la prueba fue siguiendo el formato GE-47a del anexo nº 2 de dicho procedimiento como lista de chequeo durante la reunión preparatoria, y lo fue cumplimentando a la vez que se trataban los diferentes puntos del mismo.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que los representantes de CNA explicaron cómo tanto la confección de paquetes de trabajo, como la celebración de reuniones preparatorias y de cierre de trabajos, son herramientas que se han implantado en la central, que aplican a todos los trabajos (órdenes de trabajo) desarrollados en la central, y cuyo fin es la correcta ejecución de los mismos, reduciendo la probabilidad de errores humanos y previendo respuestas ante posibles anomalías o errores.

Que los representantes de CNA entregaron a la Inspección información estadística sobre la celebración de reuniones previas de trabajos, en relación a los sistemas de los componentes objeto de la presente inspección. Así, por ejemplo, para estos sistemas, desde el inicio de este programa, se han celebrado 48 reuniones en 2007, 355 en 2008 y se llevan celebradas 207 en lo que va de año 2009; distribuyéndose por sistemas de la siguiente forma: 231 reuniones preparatorias de trabajos en el sistema CCW, 146 en el CVCS, 34 en el RHR, 93 en el SI y 106 en el SW.

Que en cuanto al proceso de verificación y validación de POEs, POAs, etc., desde el año 2006 el titular ha establecido un nuevo proceso mejorado de verificación y validación de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POEs). Ese proceso se rige por los procedimientos OPX-ES-54 (Rev. 2): "Manual de redacción de procedimientos de operación a doble columna" y, especialmente, el OPX-ES-55 (Rev 1): "Normas administrativas", donde se establecen las responsabilidades y se describe el proceso para realizar la verificación y validación de procedimientos de operación nuevos y revisados.

Que en noviembre de 2005 [REDACTED] emitió la revisión 2 de las "*Emergency Response Guidelines (ERGs)*", que fueron analizadas por CNA, y las modificaciones incorporadas en septiembre de 2006 en planta, dando lugar a la revisión 2 de los POEs de CNA. En este sentido, se señala que CNA redacta sus propios POEs, esto es, la confección de los mismos no es contratada a ninguna empresa externa ([REDACTED]), sino que se realiza desde la propia Oficina Técnica de Operación de CNA.

Que, así mismo, previamente a la emisión de una nueva revisión de las ERGs, [REDACTED] realiza una validación de las mismas e incorpora, en la revisión definitiva, las mejoras resultantes de este ejercicio. Los representantes de CNA entregaron a la inspección copia del documento de validación emitido por [REDACTED] para la revisión 2 de las ERGs: [REDACTED] (Rev.0, April 2005) "Emergency Response Guidelines Revision 2 Validation Report".

Que tras la preparación del borrador final de la revisión 2 de los POEs, el titular encargó a [REDACTED] una validación específica en el simulador para CNA de los mismos, señalando los escenarios de validación a emplear que, en este caso, fueron 23, según la información aportada por los representantes de CNA.

Que [REDACTED] realizó en dos paquetes de sesiones, mayo y septiembre de 2009, la validación de estos escenarios. Dentro de este conjunto de escenarios de validación, en posible relación con las acciones humanas objeto de la presente inspección, sólo se encuentra la validación del POE-ES-1.3, si bien el escenario contemplado es diferente

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

(escenario nº 08/06/03, en el que se supone un LOCA Grande). Así mismo, no hay ningún escenario de validación relacionado con los POEs-ECA-0.0, ECA-0.1 o ECA-0.2.

Que los representantes de CNA señalaron que por los escenarios de validación en [REDACTED] pasan todos los turnos de CNA, ya que las sesiones de simulación se utilizan tanto para la validación propiamente dicha, como para impartir formación a los turnos sobre la nueva revisión de los procedimientos.

Que las anomalías identificadas durante los escenarios de validación son documentadas por el miembro de operación que la identificó o por personal de apoyo/evaluador durante la validación, en hojas independientes de anomalías, según el formato establecido en CNA.

Que dicho formato no requiere explícitamente que se establezca una categoría de importancia o nivel de prioridad de las anomalías.

Que, según comentaron verbalmente los representantes de CNA (no se dispuso de informe de validación como tal), en el ejercicio de validación de la revisión 2 de los POEs de CNA, no se generó ningún comentario de anomalía que diera lugar a modificación alguna en los POEs.

Que la gestión de las anomalías identificadas en los POEs es realizada por la Oficina Técnica de Operación (OTO) que, en base a la experiencia de su personal, va recopilando todas las anomalías, propone sobre su resolución y gestiona los tiempos de actualización de los POEs afectados por las anomalías, en función de su criterio técnico.

Que, en el transcurso de la Inspección, el titular no aportó los correspondientes informes documentando las validaciones realizadas en este caso. Esto es, los informes de validación que, típicamente, suelen incluir, entre otros datos, una descripción de los objetivos de la validación, descripción de los escenarios de validación, enumeración de los turnos de operación que lo han realizado, fechas de la validación, evolución de los principales parámetros, principales registros de la validación, parámetros y criterios de evaluación observados en la validación, principales resultados de la validación, valoraciones aportadas por los turnos de operación, conclusiones de la validación, etc. Los representantes de CNA señalaron a la Inspección que tratarán de confirmar si se llegan a editar este tipo de informes de validación, quizá por parte de la unidad organizativa de Formación de CNA, o quizá por parte de [REDACTED].

Que los representantes de CNA entregaron a la inspección copia del informe de [REDACTED] [REDACTED] (Rev. 0, Junio de 2009) "Realimentación a Operación de la recalificación en SMR 2009 (primera parte)", como ejemplo del tipo de informes que se suelen emitir y los comentarios a los POEs que se suelen generar durante las sesiones de recalificación de turnos de operación.

Que, previamente a la validación, en la emisión de revisiones de los POEs, se realiza una verificación de los mismos. Los representante de CNA señalaron que se hace una verificación general por parte de un evaluador nominado y una verificación paso a paso por

SN

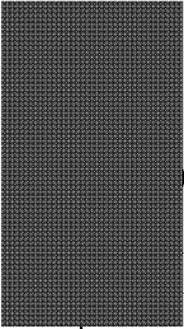
**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

todos los turnos de operación; y que esta última puede realizarse bien mediante el método de discusión en mesa redonda (es el habitual), o bien mediante seguimiento paso a paso en paneles de sala de control.

Que no existe una documentación formal de este proceso de verificación de la Rev. 2 de los POEs. Esto es, no existe un informe de verificación de las nuevas revisiones de los POEs, que documente el objetivo y alcance de la verificación realizada, los responsables de la misma, la metodología empleada, las anomalías identificadas, etc.

Que, dado el tipo de métodos de verificación empleados y la no disponibilidad de informes de verificación, no resulta evidente si realmente el titular llega a realizar en algún momento una verificación de las acciones locales (aquellas realizadas fuera de sala de control). Adicionalmente, estas acciones locales, lógicamente, tampoco pueden ser validadas en el simulador.

Que en cuanto al seguimiento de acciones humanas en Sala de Control, la Inspección realizó un seguimiento de cuatro acciones humanas, que habían sido identificadas previamente como relevantes utilizando el procedimiento de inspección del CSN. Estas acciones fueron:

- 
- 1) Acción humana de rearranque de equipos después de recuperación de energía eléctrica, tras un SBO, durante operación a plena potencia.
 - 2) Acción humana de cambio de la inyección de seguridad de modo inyección a modo recirculación, a alta presión, tras un LOCA Pequeño, durante operación a plena potencia.
 - 3) Acción humana de reposición de inventario al RCS con bombas de carga, durante operación con inventario reducido.
 - 4) Acción humana de reposición de inventario al RCS por gravedad desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga tras fallo de la bomba de carga, durante operación con inventario reducido en modos 5 y 6.

Que para ello se fueron siguiendo en Sala de Control, con personal de Operación de CNA, los pasos de los POEs y POAs correspondientes a esas acciones humanas, observando la claridad del paso, disponibilidad e idoneidad de los componentes de instrumentación y control, realizando estimaciones de tiempos de ejecución de tareas, consultando documentación sobre tiempos disponibles para la realización de tareas, consultando documentación diversa de apoyo disponible en sala de control, etc.; en un ejercicio, de alcance limitado, de verificación de esas acciones humanas.

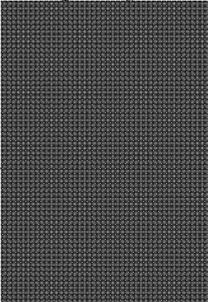
Que para las escasas tareas que no podrían realizarse desde Sala de Control en esos escenarios accidentales, la Inspección verificó localmente la ubicación de los equipos o componentes sobre los que los auxiliares de operación tendrían que actuar una vez se les requiriera desde Sala de Control.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que los procedimientos en vigor utilizados fueron:

- POE-ES-1.3 (Rev. 2.2): “Cambio a recirculación a ramas frías”, en la unidad 1 de CNA, para la primera acción humana seleccionada.
- POE-ECA-0.0 (Rev. 2.2): “Pérdida total de corriente alterna“ y POE-ECA.0.1: ”Recuperación tras la pérdida total de corriente alterna sin necesidad de inyección de seguridad“, en la unidad 1 de CNA, para la segunda acción humana.
- POA-ARG-1 (POA-ARCS-2) (Rev. 2.2): “Pérdida de la capacidad de extracción de calor residual con lazos parcialmente drenados“, en la unidad 2 de CNA, para las acciones humanas tercera y cuarta.



Que durante la verificación de estas acciones humanas se planteó la cuestión del tiempo que normalmente tardaría un turno de operación en realizar las maniobras de realineamiento de la aspiración de la Inyección de Seguridad a Alta Presión desde el Tanque de Agua de Recarga (RWST) a los Sumideros de la Contención; esto es, en la realización de los pasos 6 a 8 del POE-ES-1.3 una vez que se ha alcanzado bajo nivel (21%) en el RWST y antes de que se alcance muy bajo nivel (3.5%) en el RWST. Así mismo se planteó la pregunta sobre el tiempo de vaciado del RWST entre ambos niveles en un escenario de LOCA Pequeño y en el que las bombas del Sistema de Aspersión de la Contención también estuvieran aspirando del RWST.

Que durante la inspección no se aportaron datos concretos documentados, sobre ninguno de los dos tiempos: el de actuación del turno de operación y el de vaciado del RWST entre ambos niveles; pero de las diversas estimaciones realizadas parecía que ambos tiempos podrían estar muy próximos, alrededor de los 10 minutos.

Que esta situación levantó dudas sobre la dificultad para la realización de la acción humana de cambio de inyección a recirculación en ese escenario.

Que esta situación podría haberse clarificado si se hubiera dispuesto de los informes de validación de escenarios accidentales de los POEs mencionados anteriormente en la presente acta de inspección. Aunque se sabía, porque así lo había solicitado el titular a  que uno de los POEs validados en esta Rev. 2 era el ES-1.3, al no disponerse del informe de validación, no se conocía el escenario concreto simulado ni los resultados del mismo.

Que, adicionalmente, aunque de manera colateral, durante la inspección surgió la duda sobre la bondad del tiempo de ejecución de esta acción estimado en el APS de CNA (3.5 minutos).

SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

Que en el diseño de C.N. Almaraz existen cuatro válvulas de interconexión de trenes de inyección de alta presión antes de la aspiración de las bombas de carga y otras cuatro en la impulsión. El criterio de factores humanos para el etiquetado de válvulas motorizadas en sala de control de CNA establece que se identificará con el color naranja de la etiqueta a aquellas válvulas que sean de tren A eléctrico e hidráulico y en verde a las de tren B. Según este criterio, cuatro de las mencionadas válvulas (dos de la aspiración y dos de la impulsión), deberían tener las correspondientes etiquetas naranjas y verdes.

Que, durante el seguimiento del POE.ES-1.3 se observó que, en la sala de control de ambas unidades de CNA sólo dos válvulas, las de la aspiración (HV-8127A y HV-8128B), tienen ese etiquetado; faltando en las dos de la descarga (HV-8125A y HV-8126B).

Que los representantes de CNA señalaron que, efectivamente, este parecía ser un error en el etiquetado.

Que los representantes de CNA indicaron y describieron a la Inspección el ambicioso proyecto de reetiquetado de instrumentos de sala de control que tienen previsto acometer en un futuro inmediato; teniendo presentes especialmente los instrumentos requeridos para el manejo de POEs

Que durante el seguimiento del POE-ECA-0.0 realizado en la inspección, se planteó la cuestión de la viabilidad de algunas de las acciones locales de cierre de válvulas manuales para asegurar el aislamiento del RCS, según el paso 3 y Anexo A de la ECA, tales como, por ejemplo, la HV-2538 (aislamiento toma de muestras de grandes fallos de combustible), la HV-2513 (aislamiento toma de muestras presionador fase vapor) y la HV-2515 (aislamiento toma de muestras presionador fase líquida). Se plantea el tema de la viabilidad dado el tiempo disponible, las condiciones ambientales (iluminación en situación de SBO, calor, etc.), la disponibilidad de comunicaciones en SBO, el entrenamiento recibido por los auxiliares de operación en estas acciones locales de POEs, etc. La no disponibilidad de un informe de verificación de la ECA-0.0, no permitió clarificar o aportar información sobre dicha viabilidad.

Que durante la inspección no quedó claro que, formalmente, esto es, siguiendo estrictamente los pasos del procedimiento POA-ARG-1 (ARCS-2), el procedimiento conduzca al turno de operación a la realización de la acción de aporte de agua a la vasija por gravedad desde el RWST, en aquellos escenarios con operación a medio lazo en los que se haya producido la pérdida de las bombas de carga

Que la Inspección realizó una ronda por Planta donde visitó las principales zonas de la central, accesibles en operación a potencia, en las que están ubicados los equipos y componentes objeto de la inspección, así como, en las que se tendrían que realizar algunas tareas locales de las acciones humanas objeto de la inspección. Así mismo se observó la implantación de algunas de las modificaciones de diseño ejecutadas en relación a esos equipos y componentes.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Que en relación con la experiencia operativa, ésta consta de experiencia operativa propia de la central, interna, la llamada externa o procedente de centrales no españolas y la experiencia operativa entre las centrales españolas.

Que en relación con la experiencia operativa interna se revisaron los siguientes informes de evaluación de experiencia operativa:

1. Avería de la bomba de carga APCH-3 de 7/10/2006.
2. Detección de anomalía en la bomba de carga 1 de la unidad 2.
3. Incidencia en circuito de lubricación de bomba de carga CS1-CSAPCH-1.
4. Caudal de IS superior al caudal calculado de run-out de la bomba de carga nº 1 de la unidad 2 durante la realización del procedimiento OP2-PP-03.
5. Alineamiento válvulas línea de retorno de cierres RCP's y recirculación de bombas de carga.

Que en relación con el primero, se concluye que la causa más probable de la avería de la bomba de carga fue la entrada de gases y las acciones correctoras se encaminaron a asegurar la ausencia de gases en las líneas asociadas a las bombas de carga.

Que se revisó la acción correctora AC-AL-07/026 donde se revisa el procedimiento OP-PV-05.03.3 para incorporar nuevos puntos de venteo del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de acuerdo a las válvulas de venteo disponibles.

Que se revisó el procedimiento OP1-IA-81 sobre el CVCS, correspondiente a la acción correctora AC-AL-07/27, donde se incorporan nuevas precauciones cuando se realizan cambios de alineamiento en la aspiración de las bombas de carga para evitar entrada de gases a las mismas.

Que se revisó la instrucción general OP-IG-02, correspondiente a la acción correctora AC-AL-07/28, donde se incorpora la precaución de que antes de pasar a modo 4, cuando se proviene de recarga, se compruebe que las líneas de IS de alta y baja presión, de recirculación y de comunicación con el RHR con aspiración de bombas de carga, han quedado adecuadamente barridas para evitar la existencia de gases en las mismas.

Que asimismo se comprobó que están previstas mejoras en las condiciones de accionamiento de válvulas para canalizar la descarga de las mismas y que estas modificaciones de diseño están previstas para las recargas 19R2 y 21R1.

Que en relación con el segundo punto, donde se detectó una fuga interna entre la aspiración y la descarga de la bomba, la anomalía se debió a un montaje inadecuado cuando se efectuó la última revisión general de la bomba. Que se comprobó que se había revisado el procedimiento de revisión general de las bombas de carga, MMX-MN-02.35, no encontrando carencias o aspectos mejorables al mismo para evitar lo sucedido.

SN

**CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR**

Que en relación con el tercer punto, 26/10/2004, se concluye que la causa más probable de la avería fue que el latiguillo flexible de inyección de aceite a los cojinetes estaba parcialmente obstruido provocando una alta temperatura en los cojinetes lado opuesto acoplamiento, LOA, de los mismos.

Que la acción correctora, AC-AL-09/049, ha sido incorporar al mantenimiento preventivo de las bombas de carga, la sustitución periódica de los latiguillos flexibles del circuito de lubricación.

Que en relación con el cuarto punto, CNA puso como acción correctora la conveniencia de revisar las ETFs para adaptarlas al NUREG 452 Rev 5. El CSN aprobó en el año 2006 una modificación de las ETFs 4.5.2 y 4.5.3 mediante las PME-1 Y 2/05/12, relativas al sistema de inyección de seguridad (E.V.4.5.2.h y 4.5.3.g), considerando los nuevos venturris que se instalaron con relación al NSAL-96-001.

Que otra de las acciones correctoras era revisar los procedimientos vigentes para realizar las pruebas de caudales de inyección de seguridad de alta presión en los modos de recirculación a ramas frías y ramas calientes con las válvulas de recirculación de las bombas de carga cerradas.

Que en relación con el quinto punto, en 2004 CNA se emitió una condición degradada CD-2-010 donde se determina que se opta por cambiar el alineamiento de retorno de cierres de las RCP's y de la recirculación de las bombas de carga de forma que descarguen a la aspiración de las bombas de carga, modificando los procedimientos de operación y diagramas de flujo afectados. Los procedimientos ya contemplan actualmente este alineamiento.

Que en cuanto a la experiencia operativa externa, procedente de otras centrales no españolas, CNA ha revisado un problema surgido en el año 2008, comunicado mediante el boletín TB-08-8, en el que se informa de errores detectados en el valor del peso del motor de la bomba de inyección de seguridad de alta presión que había sido utilizado para los cálculos de cualificación sísmica de la bomba afectando al centro de gravedad del conjunto motor-bomba. Sin embargo no era el caso de Almaraz al no figurar en la lista de plantas afectadas por el problema.

Que en cuanto a la experiencia operativa entre centrales españolas, no existe ningún proceso sistemático establecido de comunicación de experiencia operativa entre las diferentes centrales y el único conocimiento se adquiere mediante los informes de sucesos notificables que se reportan al CSN.

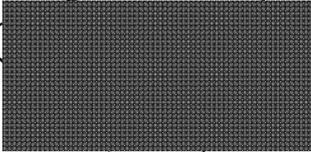
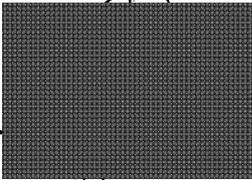
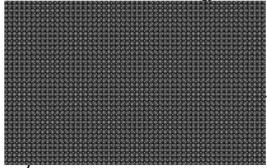
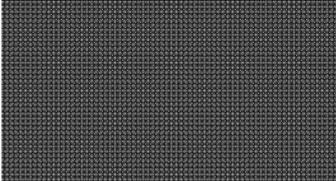
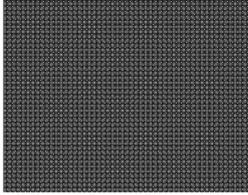
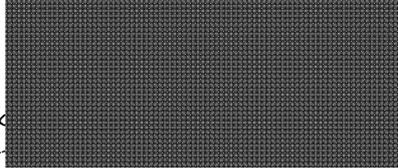
Que en cuanto a la experiencia operativa entre centrales españolas, CNA ha revisado dos problemas en la central de Ascó. Entrada en la CLO por estar sin ninguna bomba de carga operable (14/07/05) y arranque automático de la bomba B del sistema de agua de servicios de salvaguardias (22/02/07).



Que ambos se analizaron y CNA no consideró necesario tomar ninguna acción correctora, aunque se informó de los mismos al departamento de Operación.

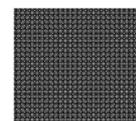
Que por parte de los representantes de C.N. Almaraz se dieron las facilidades necesarias para la realización de la Inspección.

Que con el fin de que quede constancia de cuanto antecede, y a los efectos que señalan la Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear modificada por la Ley 33/2007 de 7 de noviembre, la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes en vigor, así como el Permiso referido, se levanta y suscribe la presente Acta por triplicado a tres de septiembre de dos mil nueve.

 Inspectora	 Inspectora	 Inspector
 Inspectora	 Inspector	 Inspector

TRÁMITE: En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 45 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se invita a un representante autorizado de C.N.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, 22 de septiembre de 2009



Director General



COMENTARIOS AL ACTA DE INSPECCION

DEL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Ref.- CSN/AIN/ALM/09/843



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Comentario general:

Respecto de las advertencias contenidas en la carta de transmisión, así como en el quinto párrafo de la primera página del acta, sobre la posible publicación de la misma o partes de ella, se desea hacer constar:

Que teniendo en cuenta el acuerdo 4 del Pleno del CSN de 18 de julio de 2006 que ha sido divulgado en Internet, dicho CSN deberá, previamente a la posible publicación del acta eliminar la información que por su carácter personal o confidencial no es publicable.

En este sentido hemos de 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.

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

Todo lo anterior deriva de las limitaciones impuestas por la Ley 30/1992 LRJPAC (art. 37.4), la Ley 15/1999 de Protección de Datos de Carácter Personal (art. 3.a) y la reciente Ley 27/2006 de 18 de julio sobre acceso a la información en materia de medio ambiente (Art. 13.1 d) y e)); en relación con diversos preceptos constitucionales.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 3 de 27, párrafo séptimo:

Dice el Acta:

“ Que por tanto las Figuras EFS-6.3.1-1 y 2 son las curvas de las bombas y las figuras del WENX-08-13 (SBLOCA) corresponden a las curvas del sistema de inyección para SBLOCA y corresponden a la zona de inyección de alta de las figuras del EFS-15.3.1-1 1a y 2. La tabla 3 del WENX-07-20 (LBLOCA MER en el aumento de potencia) corresponde con el caudal de inyección del sistema (alta y baja presión) para mínimas salvaguardias en caso de LB-LOCA. Esta tabla corresponderá en el futuro a la Fig. EFS-15.4.1-1 en la que se representa la inyección a bajas presiones del RCS”.

Comentario:

Se actualizará el EFS, de forma que la tabla 3 del WENX-07-20 corresponda con la figura 15.4.1-1. Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/114.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 5 de 27, párrafos segundo y cuarto:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección señaló que, aunque los procedimientos de cada una de las bombas de carga y RHR incluyen en su Anexo 5 las curvas respectivas de las bombas, en dichos procedimientos no se dan instrucciones sobre los criterios para la realización de las pruebas llamadas "completas", ni criterios sobre la aceptabilidad de los resultados obtenidos en función del cumplimiento de las curvas reales incluidas en los Anexos 5.

Que la Inspección señaló que aunque dichas pruebas completas no sean requeridas para cumplir los requisitos de las ETF en vigor, deberían ser documentadas mediante procedimientos, criterios y registros formales, ya que son pruebas que involucran a sistemas y componentes relacionados con la seguridad y permiten comprobar que dichos componentes cumplen las curvas que figuran en el EFS y en las bases de diseño”.

Comentario:

En el punto 5.5 “Criterios de revisión”, del procedimiento IR1-PV-20.01-A/B/C en relación a las bombas de carga, e IR1-PV-20.05A/B en el caso de las bombas del RHR, se indica que no deben superarse los valores de referencia adicionales, en lo referente a presión diferencial y caudal, indicados en el Anexo2, para el caso de realizar la prueba completa.

En relación a las instrucciones, en el caso de las bombas de carga son las mismas, en el caso de las bombas del RHR, las instrucciones para realizar la “prueba completa”, se describen en los puntos 6.9 a 6.14 del procedimiento IR1-PV-20.05 A/B



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 5 de 27, último párrafo; hoja 6 de 27, primer párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección señaló que no consideraba una buena práctica operativa el realizar modificaciones durante operación a potencia que pudieran afectar a las curvas características de la bomba de carga, y en general de las bombas relacionadas con la seguridad y cuya operabilidad es requerida en operación, ya que sólo se pueden probar completamente en la recarga, y habría que esperar a la recarga para verificar la curva real de la bomba, y que por ello pueden existir dudas razonables sobre la operabilidad de la bomba afectada en operación antes de ser probada.

Que CNA respondió que efectivamente se consideraba acertada dicha observación de la Inspección, y que se estudiaría la Implantación de una regla o revisión de procedimiento para que dichos mantenimientos y modificaciones se realicen en la parada de recarga, a fin de poder realizar la prueba completa lo antes posible después de modificaciones”.

Comentario:

Se acuerda la realización de estos mantenimientos próximos a la recarga y se procederá a su documentación.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 6 de 27, párrafo cuarto:

Dice el Acta:

“ Que CNA respondió que efectivamente dichas válvulas no están enclavadas, sino simplemente abiertas y con tensión y que sí existía dicha discrepancia con el texto del EFS. Que anteriormente las válvulas recibían señal de cierre con señal de IS y que por ello se mantenían enclavas abiertas mediante sus manetas en la Sala de Control. Que al eliminarse en el año 1996 por la MD nº 1554 la lógica que mandaba la señal de cierre de las válvulas por señal de IS, las válvulas se mantienen simplemente abiertas, y sólo pueden cerrar por acción del operador desde Sala de Control. Que la discrepancia obedece a que no se actualizó el texto del EFS después de realizarse dicha MD. Que se entregó copia a la Inspección del archivo de la MD señalada”.

Comentario:

Se actualizará el EFS, actualizando el estado de las válvulas tras la MD-1554. Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/114.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 7 de 27, párrafo quinto:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección solicitó información sobre los caudales necesarios para la refrigeración de las bombas de carga, ya que en el apartado 6.3.2.2.3 del EFS se especifica la necesidad de que los sellos mecánicos de las bombas sean refrigerados por agua del sistema de componentes”.

Comentario:

El circuito de refrigeración de los sellos mecánicos no requiere aporte de agua de componentes. Se actualiza el EFS con dicha información. Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/114.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 8 de 27, párrafos segundo y tercero:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección preguntó si en el diseño de las válvulas de referencias 115 B/D situadas en la aspiración de las bombas de carga desde el Tanque de Recarga se habían considerado adecuadamente las presiones diferenciales sobre el actuador involucradas. Que CNA mostró las hojas de datos del diseño de [REDACTED], donde se aprecia un error en la válvula 115D, ya que figura una presión diferencial para el caso más limitativo de apertura que no es la real de diseño de 90 psi empleada en las válvulas 115 B/D de las 2 unidades.

Que CNA indicó que esto es simplemente un error de tipo documental, ya que en las tablas de diseño de las válvulas, que se mostraron a la Inspección, figuran los valores correctos de 90 psi empleados en el diseño de las válvulas”.

Comentario:

Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/115, con el objeto de corregir dicha errata en la documentación.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 8 de 27, penúltimo párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección solicitó a los representantes de CNA el envío al CSN de los resultados de las pruebas y estudios realizados para confirmar el mantenimiento de la validez de las hipótesis sobre los caudales de inyección de seguridad de alta presión supuestos como hipótesis en los análisis de accidentes aplicables”.

Comentario:

Se procede al envío al CSN de los resultados de las pruebas y los estudios realizados para confirmar el mantenimiento de la validez de las hipótesis sobre los caudales de inyección de seguridad de alta presión supuestos como hipótesis en los análisis de accidentes aplicables con carta ATA-CSN-006623.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 9 de 27, párrafo primero:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección señaló la existencia de un error en la figura del Anexo 1 del procedimiento, ya que, en realidad, las válvulas de la recirculación de las 2 bombas no probadas se mantienen abiertas durante la prueba, ya que según el PV no se actúan durante la prueba, y no están cerradas como se indica en dicha figura”.

Comentario:

Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/116, con el objeto de corregir dicha errata en el procedimiento IR1-PV-20.01B.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 9 de 27, párrafos segundo y quinto:

Dice el Acta:

“ Que, en la reunión previa al inicio de la prueba, la Inspección planteó la discrepancia que existe entre el texto de la ETF 4.5.2.f que indica que las bombas “deben dar una presión mínima cuando se prueban en recirculación” en la prueba trimestral, y el hecho de que los procedimientos de vigilancia PV-IR1-20-01 A/B/C de dicha prueba trimestral correspondientes respectivamente a las bombas de carga 1, 2 y 3 se indique e incluso recomiende la posibilidad de probar las bombas “en alineación de carga.

Que CNA entendía que el término “recirculación” también se puede interpretar como aplicable al alineamiento en carga, ya que la bomba en realidad recircula el agua del reactor a través del sistema CVCS. Que, sin embargo, se estudiaría la conveniencia de revisar el texto de la ETF mencionada para ajustarlo a las condiciones del procedimiento de prueba”.

Comentario:

Se presentará una Solicitud de Modificación de la ETF 4.5.2.f, con el objeto de modificar la redacción de la misma, indicado “deben dar una presión mínima cuando se prueban en alineación de carga” en lugar de “deben dar una presión mínima cuando se prueban en recirculación”. Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/117.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 9 de 27, último párrafo y hoja 10 de 27, primer párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección realizó las siguientes observaciones en relación con la toma local de datos: que el procedimiento indica que “se utilizará termómetro de contacto”, sin embargo durante la prueba se utilizó uno de pistola, lo que puede originar una distorsión en la interpretación de los datos de pruebas sucesivas; que no hay un formato donde anotar las revoluciones de la bomba; y que se afirmó que el indicador de presión local PI-23 mide en psi, sin embargo, en el procedimiento indica Kg/cm², y en el instrumento propiamente dicho no figura unidad alguna”.

Comentario:

Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/116, con el objeto de incorporar los comentarios descritos en el acta en los procedimientos IR1-PV-20.01A/B/C.

Adicionalmente, se revisarán los instrumentos utilizados para medir presiones retirando de servicio aquellos en que no quede claro las unidades en que miden.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 10 de 27, párrafos tercero y cuarto:

Dice el Acta:

“ *Que en relación con los filtros motorizados SW1/2-FT-01A/B situados en la descarga de las bombas de agua de servicios esenciales la Inspección comprobó lo siguiente:*

- *No existe una evaluación del potencial impacto que tiene el hecho de baipasar los filtros y refrigerar las cargas (diesel y cambiador de componentes) con agua del embalse de esenciales que no ha sido filtrada previamente.*
- *Existen numerosas órdenes de trabajos no programados asociadas con fallos en estos equipos así como un Informe de la RM para el estudio de esta problemática entre los años 2000-2004 (RGM-04/042). Del análisis de los sucesos anteriores destacan las siguientes problemáticas: fallos ocasionados por la rotura del pasador o el disparo de magnetotérmicos, problemas eléctricos en el motor y fallos en las válvulas solenoides de los filtros.*
- *No existe un plazo de tiempo máximo asociado a esta situación en la que el filtro motorizado se encuentra aislado. Únicamente en la OP2-IA-37 rev. 11 se indica que se deberá permanecer con este alineamiento "el menor tiempo posible" y esta limitación se introdujo como consecuencia de una experiencia operativa propia en la que se produjo entrada de aire en el sistema y un posterior golpe de ariete (EO-AL-2884 y EO-05/008).*

Que como consecuencia de lo recogido en el párrafo anterior, la Inspección indicó que debería realizarse lo siguiente:

- *Priorizar la limpieza de la cántara de aspiración de las bombas de servicios esenciales por si el material allí acumulado fuera la causa de los fallos repetitivos de los filtros motorizados.*
- *Reprogramar la fecha de cierre de la Acción de Mejora AM-AL-08/092, prevista para el 10/12/10, con el fin de analizar las causas por las que se producen problemas repetitivos en filtros motorizados de SW y proponer soluciones.*
- *Establecer en la ETF correspondiente la inoperabilidad de un tren del SW por fallo del filtro motorizado asociado”.*

Comentario:

- En la actualidad, se está realizando un programa de limpieza en recargas con trenes inoperables en la otra unidad. No pudiéndose llevar a cabo en otro modo de operación, puesto que supondría inoperabilidades de trenes de SW a potencia en ambas unidades. No obstante, se estudiará la propuesta.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

- En relación a la priorización de la acción AM-AL-08/092 se estudiará el adelanto de la fecha de cierre de la misma.
- En cuanto a la modificación de la ETF, CNA considera que el sistema cumple su función de seguridad con el baipás alineado, por lo que se considera que el sistema está totalmente operable, ya que la obstrucción del filtro no deja indisponible el sistema, en el peor caso empeoraría la calidad de agua de refrigeración. Por otra parte, el tiempo de indisponibilidad del filtro está limitado por la Regla de Mantenimiento.

Analizada la experiencia operativa externa, se ha concluido que en ningún caso se ha identificado una ETF en el sentido indicado. Por todo lo anterior no se considera adecuado incluir en la ETF del SW que el fallo de un filtro conduciría a la inoperabilidad de un tren de SW.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 10 de 27, último párrafo:

Dice el Acta:

“ Que en relación con las altas vibraciones en las bancadas de las bombas SW, la Inspección indicó que se deberá reprogramar la fecha de cierre de la Acción de Mejora AM-AL-08/091, prevista para el 10/12/10, con el fin de analizar las causa por las que se producen las vibraciones y proponer soluciones”.

Comentario:

En relación a la priorización de la acción AM-AL-08/091, se estudiará el adelanto de la fecha de cierre de la misma.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 11 de 27, penúltimo párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección comprobó que, como consecuencia de la AM-AL-07/377, se ha modificado el procedimiento OP1-ES-11 rev. 11 de Evaluación de la seguridad en parada, para incluir la operabilidad de dos bombas de los sistemas de agua de refrigeración de componentes y de agua de servicios esenciales desde el inicio de la descarga de combustible hasta la entrada en moda. La inspección indicó que se deberá modificar la ETF 3.9.15 aplicable al sistema de refrigeración de piscina, con el fin de que sea coherente con esta nueva limitación”.

Comentario:

Tal y como se comentó en la Inspección, la operabilidad de dos bombas de los sistemas de agua de refrigeración de componentes y de agua de servicios esenciales desde el inicio de la descarga de combustible hasta la entrada en modo 3, se vigila a través del procedimiento OP1-ES-11 rev.11 “Evaluaciones de seguridad en parada”.

No obstante, se presentará una Solicitud de Modificación de la ETF 3.9.15 indicada, para recoger el comentario. Se abre la acción en el SEA/PAC, AI-AL-09/117.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 12 de 27, primer párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección indicó que la acción inmediata incluida en la CA-AL2-09/002 referente a no realizar mantenimiento preventivo sobre la bomba CCX-PP-02 mientras exista una condición anómala abierta sobre un componente redundante, debería hacerse extensiva a todos aquellos equipos en los que se pudiera dar esta situación y quedar así recogido en los procedimientos aplicables de planta”.

Comentario:

CNA considera que la condición anómala se estudia de tal forma que las acciones compensatorias específicas deben plantearse para asegurar la operabilidad del Equipo, Sistema ó Componente.

La práctica recomendada se realiza en la actualidad en la Planta, no obstante, se incluirá en el procedimiento OT-AG-05.09 “Control de trabajos diarios desde el punto de vista de la planificación y seguridad”. Se abre acción AI-AL-09/119 en el SEA/PAC.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 12 de 27, cuarto párrafo:

Dice el Acta:

“ Que respecto a la determinación del caudal de agua de refrigeración de componentes a cada una de los enfriadores de aceite (reductor y bomba) de las bombas de carga, la Inspección revisó el documento AT-09/019 rev. 1 del 02-05-09 "Informe sobre las medidas de caudal de CC a los cambiadores de las bombas de carga". En dicho informe se concluye que se han medido caudales en cada enfriador superiores a los mínimos requeridos en el estudio 01-FM-0462 Ed. 2 (5,1 m³/h en enfriador de bomba y 4,9 m³/h en el enfriador del reductor) y que se han emitido las Hojas de Cambio Documental para incluir en los diagramas de flujo del sistema de refrigeración de componentes los cambiadores de aceite del multiplicador y de las bombas de carga. Asimismo, el titular manifestó durante la inspección que se enviará al CSN para su evaluación una propuesta de cambio de la ETF 3/4.7.3 con el fin de incluir la medición periódica de estos caudales de refrigeración”.

Comentario:

Se presentará una Solicitud de Modificación de la ETF 3/4.7.3, desdoblado el caudal a las bombas de carga, en el caudal al enfriador de la bomba y el caudal al enfriador del reductor. Se abre acción en el SEA/PAC AI-AL-09/118.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 12 de 27, penúltimo párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección revisó la documentación asociada a la modificación de diseño 1-MDR-02261/01 mediante la cual se elevaron las tuberías de descarga de lavado de filtros del tren B del sistema de agua de servicios esenciales. Durante la inspección visual realizada para comprobar la ejecución de esta MD, se detectaron numerosos charcos de agua en el cubículo de los filtros de descarga de las bombas de esenciales de tren B, así como un deficiente estado de conservación de la instalación”.

Comentario:

La configuración de la zona del túnel de SW hace posible que exista algún derrame de agua debido a filtraciones y/o maniobras de operación o mantenimiento, controlándose mediante la red de drenajes. El sistema tiene asegurada su operabilidad mediante el mantenimiento preventivo y correctivo.

Actualmente está en proceso un procedimiento de mejora del “house keeping” de la Planta, como consecuencia de las observaciones del Peer Review realizado en CNA durante el año 2008.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 12 de 27, último párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección indicó que deberá limitarse el tiempo que una bomba común de CC o SW pueda sustituir a una de las de tren A o B, si como consecuencia del estudio de parada segura ante incendio que el titular estaba elaborando se desprendía alguna posibilidad de que un incendio en las bombas comunes, pudiera producir la pérdida de los dos trenes de refrigeración”.

Comentario:

Se estudiará esta posibilidad una vez analizados los resultados del estudio de parada segura en caso de incendio.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 16 de 27, antepenúltimo párrafo:

Dice el Acta:

“ Que ésta separación fue parcialmente verificada por la Inspección durante su recorrido por la planta para el caso de las bombas de componentes, observándose que la protección pasiva de una de las bandejas de cables situada sobre la bomba del tren B de la Unidad 2 estaba deteriorada, aspecto que la Central se comprometió a reparar la antes posible”.

Comentario:

Se ha localizado en las bandejas DD4101 y DD3101, que su protección pasiva estaba algo deteriorada, cumpliendo, no obstante, su función de operabilidad. Se emite OTP: 771407 con fecha 15/09/09 inmediata para su reparación.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 17 de 27, segundo párrafo:

Dice el Acta:

“ Que la Inspección visitó en campo la instalación del freno mencionado y la ubicación del interruptor de reserva, del cual existe uno por barra, observando, para el caso de la barra de 6'3 KV de tren A de la Unidad 2, que la cadena que proporciona sismicidad a dicha interruptor estaba sin atar. Que en ese mismo momento los representantes de CNA anclaron el interruptor a la pared y adicionalmente se comprometieron a tomar nuevas medidas, a la mayor brevedad, para evitar la repetición de este tipo de descuidos”.

Comentario:

CNA ha tomado ya diversas actuaciones con el objeto de evitar que existan elementos sin anclar como; formación interna, rondas de observación, etc.. Se abre un estudio de la eficacia de dichas acciones, mediante acción en el SEA/PAC: ES-AL-09/ 042.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 18 de 27, penúltimo y último párrafo:

Dice el Acta:

“ Que al revisar la inspección la documentación de esta modificación de diseño se observó que, una vez identificadas (en la lista de comprobación LC-IFH-00) los criterios de ingeniería de factores humanos aplicables a las válvulas manuales de corte de nueva instalación en las líneas de aporte y retorno de agua, el análisis de la modificación de diseño concluía (en la lista de comprobación LC-IFH-06) con que no se aplicaban esos criterios a ninguna de las válvulas por no considerarse las mismas importantes desde el punto de vista de la seguridad.

Que, sin embargo, la razón de esta modificación de diseño responde a unas frecuentes indisponibilidades de las bombas, identificadas en la regla de mantenimiento, y que son consecuencia del deterioro de sus cierres mecánicos. Así mismo es una modificación de diseño que sí está relacionada con la seguridad, como recoge el propio análisis de la modificación”.

Comentario:

Tal y como se comentó en la Inspección, la modificación era Importante para la Seguridad toda vez que pretendía reducir las indisponibilidades de las bombas por fugas en los cierres, lo que según los datos disponibles se ha conseguido.

No se consideró que la instalación de una serie de equipos como es, en este caso, las válvulas manuales requirieran un estudio específico de factores humanos ni que se establecieran identificaciones específicas, ya que un error de alineamiento se detectaría al poner en servicio la bomba, al no disponer de inyección a cierres lo que se verificaría entre otros caminos por el nivel del tanque de compensación.

Actualmente, se está considerando ampliar el alcance de verificación de criterios de Factores Humanos al resto de MDs estén, o no, relacionadas con la seguridad.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 20 de 27, último párrafo; hoja 21 de 27 primer párrafo:

Dice el Acta:

“ Que ██████████ realizó en dos paquetes de sesiones, mayo y septiembre de 2009, la validación de estos escenarios. Dentro de este conjunto de escenarios de validación, en posible relación con las acciones humanas objeto de la presente inspección, sólo se encuentra la validación del POE-ES-1.3, si bien el escenario contemplado es diferente (escenario n° 08/06/03, en el que se supone un LOCA Grande). Así mismo, no hay ningún escenario de validación relacionado con los POEs-ECA-0.0, ECA-0.1 o ECA-0.2”.

Comentario:

Las validaciones de procedimientos se realizan cuando son de nueva implantación o sufren un cambio importante de forma y/o fondo, de acuerdo al procedimiento OPX-ES-55.

Para el último caso, de una revisión general rev.2 de POE's se plantearon una serie de escenarios en simulador que representan un tanto por ciento elevado de los escenarios validados por ██████████.

Durante el proceso continuo de formación en simulador, se emiten comentarios técnicos donde se detectan cambios necesarios que se incorporan a los mismos, validando de forma continua los citados procedimientos



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 23 de 27, párrafos tercero a último:

Dice el Acta:

“ Que durante la inspección no se aportaron datos concretos documentados, sobre ninguno de los dos tiempos: el de actuación del turno de operación y el de vaciado del RWST entre ambos niveles; pero de las diversas estimaciones realizadas parecía que ambos tiempos podrían estar muy próximos, alrededor de los 10 minutos.

Que esta situación levantó dudas sobre la dificultad para la realización de la acción humana de cambio de inyección a recirculación en ese escenario.

Que esta situación podría haberse clarificado si se hubiera dispuesto de los informes de validación de escenarios accidentales de los POEs mencionados anteriormente en la presente acta de inspección. Aunque se sabía, porque así lo había solicitado el titular a [REDACTED] que uno de los POEs validados en esta Rev. 2 era el ES-1.3, al no disponerse del informe de validación, no se conocía el escenario concreto simulado ni los resultados del mismo.

Que, adicionalmente, aunque de manera colateral, durante la inspección surgió la duda sobre la bondad del tiempo de ejecución de esta acción estimado en el APS de CN Almaraz (3,5 minutos)”.

Comentario:

La discrepancia ha surgido como consecuencia de la errónea interpretación del dato del APS, ya que la acción del APS solo abarca los pasos 9.f.1 a 9.j mientras que la pregunta planteada a operación era el tiempo requerido para todo el procedimiento. El tiempo a considerar y tener en cuenta es el alineamiento de la recirculación del RCS no el del SP. Los tiempos que se mencionaron en la auditoría incluían el alineamiento del SP.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 24 de 27, párrafos segundo, tercero y cuarto:

Dice el Acta:

“ Que, durante el seguimiento del POE.ES-1.3 se observó que, en la sala de control de ambas unidades de CNA sólo dos válvulas, las de la aspiración (HV-8127A y HV-8128B), tienen ese etiquetado; faltando en las dos de la descarga (HV-8125A y HV-8126B).

Que los representantes de CNA señalaron que, efectivamente, este parecía ser un error en el etiquetado.

Que los representantes de CNA indicaron y describieron a la Inspección el ambicioso proyecto de reetiquetado de instrumentos de sala de control que tienen previsto acometer en un futuro inmediato; teniendo presentes especialmente los instrumentos requeridos para el manejo de los POEs”.

Comentario:

Existe una gama de post recarga, OZK4153, para comprobar el etiquetado del panel principal según el procedimiento OE-ES-03 “Evaluación del estado del etiquetado del frontal del panel principal de sala de control” donde se verifica este tema y otros relacionados con las etiquetas del panel principal (Procedimiento OS-ES-02). Además existe un seguimiento periódico por parte de Factores Humanos, donde se revisan/verifican todos los cambios que se producen en el panel principal.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 24 de 27, párrafos quinto y sexto:

Dice el Acta:

“ Que durante el seguimiento del POE-ECA-0.0 realizado en la inspección, se plantea la cuestión de la viabilidad de algunas de las acciones locales de cierre de válvulas manuales para asegurar el aislamiento del RCS, según el paso 3 y Anexo A de la ECA, tales como, por ejemplo, la HV-2538 (aislamiento toma de muestras de grandes fallos de combustible), la HV-2513 (aislamiento toma de muestras presionador fase vapor) y la HV-2515 (aislamiento toma de muestras presionador fase líquida). Se plantea el tema de la viabilidad dado el tiempo disponible, las condiciones ambientales (iluminación en situación de SBO, calor, etc.), la disponibilidad de comunicaciones en SBO, el entrenamiento recibido por los auxiliares de operación en estas acciones locales de POEs, etc. La no disponibilidad de un informe de verificación de la ECA-0.0, no permitió clarificar o aportar información sobre dicha viabilidad.

Que durante la inspección no quedó claro que, formalmente, esto es, siguiendo estrictamente los pasos del procedimiento POA-ARG-1 (ARCS-2), el procedimiento conduzca al turno de operación a la realización de la acción de aporte de agua a la vasija por gravedad desde el RWST, en aquellos escenarios con operación a medio lazo en los que se haya producido la pérdida de las bombas de carga”.

Comentario:

Actualmente se imparte formación en planta a los auxiliares de Operación en aquellas tareas locales que aparecen en los procedimientos de emergencia, con el objetivo de reentrenamiento formativo.

Complementariamente, a las verificaciones que se realizan por parte de Operación se indica que Factores Humanos tiene el compromiso de realizar verificaciones o validaciones de escenarios similares a los comentados, pero que por la cantidad de escenarios posibles, se han priorizado y elegido algunos para, en un futuro, ampliarse en otros escenarios posibles. Ejemplo: Maniobra del cambio de un interruptor de 6,3 Kv en el 5º GD.



ACTA DE INSPECCION CSN/AIN/ALM/09/843
Comentarios

Hoja 26 de 27, párrafo séptimo:

Dice el Acta:

“ Que en cuanto a la experiencia operativa entre centrales españolas, no existe ningún proceso sistemático establecido de comunicación de experiencia operativa entre las diferentes centrales y el único conocimiento se adquiere mediante los informes de sucesos notificables que se reportan al CSN”.

Comentario:

El conocimiento de los incidentes de otras centrales, excepto los ISN, no está al alcance de Almaraz si no hay un acuerdo previo de intercambio de información entre ellas. Se está trabajando, dentro del grupo de UNESA de Experiencia Operativa, en el establecimiento de unos cauces de información para el intercambio de experiencias operativas adicionales a los ISN.

DILIGENCIA

En relación con los comentarios formulados en el “Trámite” del Acta de Inspección de referencia **CSN/AIN/AL0/09/843**, correspondiente a la inspección realizada a la C. N. de Almaraz los días veintinueve y treinta de junio y uno, dos y tres de julio de 2009, los inspectores que la suscriben declaran:

Hoja 3 de 27, séptimo párrafo: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 5 de 27, segundo y cuarto párrafos: No se aceptan los comentarios. La Inspección apreció deficiencia de instrucciones y criterios específicos para la realización de las “pruebas completas”.

Hoja 5 último párrafo y hoja 6 primer párrafo: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 6 de 27, cuarto párrafo: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 7 de 27, quinto párrafo: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 8 de 27, segundo y tercer párrafos: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 8 de 27, penúltimo párrafo: El comentario es información sobre acciones futuras de información al CSN y no modifica el contenido del Acta

Hoja 9 de 27, primer párrafo: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 9 de 27, segundo y quinto párrafos: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 9 último párrafo y 10 primer párrafo: El comentario es información sobre acciones correctoras previstas y no modifica el contenido del Acta

Hoja 10 de 27, párrafos tercero y cuarto:

Primer punto: se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Segundo punto: se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Tercer punto: No se acepta el comentario. La obstrucción del filtro en la descarga de la bomba de SW no deja indisponible el sistema pero sí inoperable toda vez que, tal y

SN



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

como reconoce el titular, no existe una evaluación del impacto que tiene el hecho de refrigerar las cargas con agua del embalse de esenciales que no ha sido previamente filtrada. Adicionalmente, el Titular deberá definir lo que se entiende por “el menor tiempo posible”, expresión que se incluye en el procedimiento OP2-IA-37 rev. 11 haciendo referencia al alineamiento del sistema baipaseando los filtros de la descarga de la bomba.

Hoja 10 de 27, último párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 11 de 27, penúltimo párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 12 de 27, primer párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 12 de 27, cuarto párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 12 de 27, penúltimo párrafo: No se acepta el comentario. Los posibles derrames de agua debidos a filtraciones y/o maniobras de operación o mantenimiento deben eliminarse lo antes posible para evitar la corrosión de los soportes metálicos de los componentes situados en la zona.

Hoja 12 de 27, último párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 16 de 27, antepenúltimo párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 17 de 27, segundo párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 18 de 27, penúltimo y último párrafo: El comentario no modifica el contenido del Acta. Se acepta el tercer párrafo del comentario, que aporta información adicional sobre una acción de mejora futura.

Hoja 20 de 27, último párrafo; hoja 21 de 27 primer párrafo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

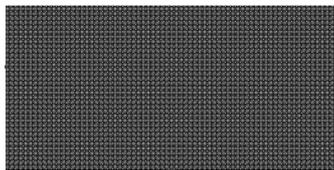
Hoja 23 de 27, párrafos tercero a último: Se considera la nueva información, que no modifica el contenido del Acta; y se confirma la importancia de que el Titular disponga de informes de validación.

Hoja 24 de 27, párrafos segundo, tercero y cuarto: Se acepta la nueva información, que no modifica el contenido del Acta.

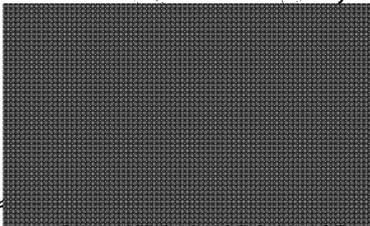
Hoja 24 de 27, párrafos quinto y sexto: Se acepta la nueva información, que no modifica el contenido del Acta.

Hoja 26 de 27, párrafo séptimo: Se acepta el comentario, que no modifica el contenido del Acta.

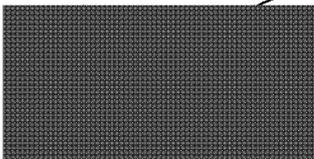
Madrid, 19 de octubre de 2009



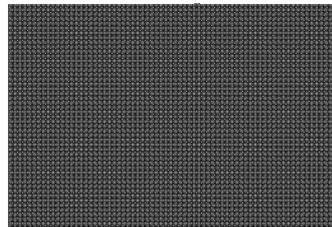
Inspectora



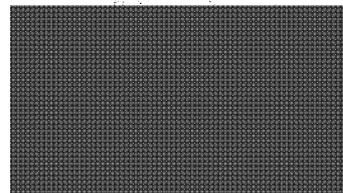
Inspectora



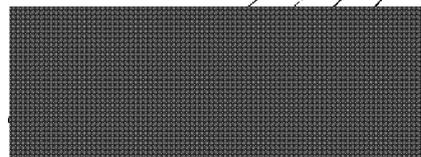
Inspector



Inspectora



Inspector



Inspector