

CSN-908.35

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 1 de 24

ACTA DE INSPECCIÓN

D. [REDACTED] Inspector del Cuerpo Técnico del Consejo de Seguridad Nuclear,

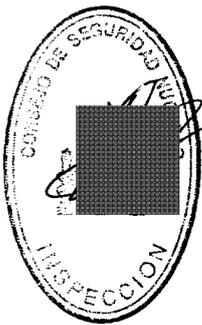
CERTIFICA: Que se ha personado los días 11, 12, 13, 17 y 18 de marzo de 2009, en la Central nuclear de Santa María de Garoña, en adelante CNSMG, la cual se encuentra emplazada en la provincia de Burgos, que cuenta con Permiso de Explotación prorrogado por Orden Ministerial del Ministerio de Industria y Energía de 5 de julio de 1999.

Que el objeto principal de la inspección fue presenciar alguna de las actividades relacionadas con el programa de inspección en servicio previsto ejecutar durante la 25ª parada de recarga (2009), centrándose con especial interés en las inspecciones de los manguitos de las penetraciones de los alojamientos de las barras de control (CRD) y de los internos de vasija.

Que la Inspección fue recibida por D. [REDACTED] D. [REDACTED] y D. [REDACTED] así como por otro personal técnico de la central, quienes manifestaron conocer y aceptar la finalidad de la inspección.

Que los representantes del titular de la instalación 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 aporte durante la inspección tiene carácter confidencial o restringido, y solo podrá ser utilizada a los efectos de esta inspección, a menos que expresamente se indique lo contrario.



DK-148402
DK-148161

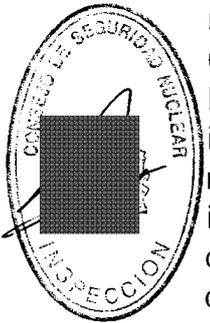
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 2 de 24

Que de la información suministrada por los representantes de CNSMG a requerimiento de la Inspección, así como de las comprobaciones documentales realizadas por la misma, resulta:

– Que la Inspección mantuvo una reunión inicial, a la que asistieron representantes de distintas secciones de la central, en la que se explicó el alcance de los diferentes puntos de la agenda de inspección que previamente había sido enviada a la central, para programar las actividades correspondientes para el cumplimiento de la misma. Que se expresó la intención de presenciar alguna de las inspecciones reflejadas en el documento “Programa de Inspección en Servicio previsto llevar a cabo en la parada de recarga nº 25”, de referencia INSP-MISI-PR-09 rev. 1, así como algunas de las pruebas previstas realizar durante la parada como cumplimiento a los requisitos definidos en el Manual de Inspección en Servicio vigente para el cuarto intervalo (2001-2011) rev. 10, como pruebas de actuación de válvulas, de fugas de válvulas de aislamiento de la contención o de barrera de presión, de tarado de válvulas de alivio/seguridad o de seguridad, o prueba funcional de bombas. Que, así mismo, se expresó la intención de realizar un seguimiento del cumplimiento del programa de vigilancia de internos de vasija establecido de acuerdo a las recomendaciones de las Guías desarrolladas por el EPRI dentro del grupo BWRVIP (“BWR Vessel and Internals Project”), así como de las inspecciones efectuadas en los manguitos de las penetraciones de los CRD. Que, por último, se indicó la intención de verificar las acciones llevadas a cabo en relación con dos desviaciones relativas a válvulas de seguridad que habían sido puestas de manifiesto en anteriores inspecciones, una relativa a las válvulas de alivio de las descargas de las bombas del sistema de veneno líquido (SBLC) y, la otra, a la válvula del sistema de rociado del núcleo RV-1402-28B.



- Que según manifestaron los representantes de la central, algunas de las actividades de inspección incluidas en el alcance de la agenda no pueden ser presenciadas en planta, caso de las pruebas funcionales de amortiguadores, dado que se efectúan en la sede de [REDACTED]
- Que los representantes de la central manifestaron que, a fecha de comienzo de la inspección, se habían realizado un gran número de actividades de inspección, entre las que cabe destacar las siguientes:
- Completada la inspección visual de amortiguadores programada como cumplimiento de los requisitos definidos en el Manual de Inspección en Servicio (MISI), orden de trabajo MM.39013. Que la inspección visual se realizó mediante la aplicación del procedimiento PMG-G-024 rev. 3 “Inspección de soportes y amortiguadores”, con resultados aceptables en todos los amortiguadores a

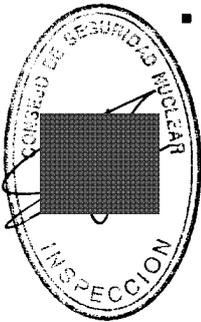
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 3 de 24

excepción del amortiguador asociado al soporte SOP-SRV-B001 instalado en la línea ISO-10"-SRV-504 perteneciente al sistema de Vapor Principal (MS). Que, según se indicó, en dicho soporte se observó un valor de extensión del vástago (Cold Piston Setting "CPS"), 50 mm., que estaba fuera de los valores admisibles para el tamaño definido de stroke ($3 \frac{1}{4} \times 5S$), por lo que se solicitó de acuerdo con el procedimiento una evaluación de Ingeniería. Que el representante de Ingeniería explicó el alcance de las tareas que se realizan sobre este asunto. Que el primer paso es realizar una valoración del problema para lo cual se contrastan los datos obtenidos en la inspección y los datos originales definidos en la documentación del soporte, plano, etc. Posteriormente, verifican el cálculo original y comprueban, si en la posición encontrada el amortiguador haría tope o estaría muy cerca de hacerlo en condiciones de operación distintas (en caliente). Que en ese caso, realizarían una modelización, considerando la situación encontrada del amortiguador, para verificar el estado tensional de la línea. Que este análisis no se documenta, aunque la modelización es reproducible, salvo que se detecte que algún punto de la línea estuviera fuera de los valores admisibles. Que se indicó que también se documentaría en el caso de que se considerara la necesidad de realizar una modificación de diseño para volver al amortiguador a su posición original. Que se entregó copia del informe de inspección de dicho amortiguador, así como de los planos de detalle del mismo.



- Completado algo más del 50% del programa de inspecciones visuales de soportes, mediante la aplicación del procedimiento PMG-G-024 rev. 3. Según señalaron los representantes de la central, hasta dicha fecha se habían producido 2 desviaciones, una relacionada con el soporte SOP-HPCI-GU-X53, tipo guía, consistente en que no pudieron verificarse las holguras de la guía como requiere el procedimiento, debido a que se encontraban inaccesibles por estar alojadas dentro de un pasamuros y, la otra, aplicable al soporte SOP-FDW-106, tipo muelle de carga variable, en el que no se pudo asegurar el valor de la carga al carecer de escala, por lo que se envió a Ingeniería para su evaluación.
- Completado parcialmente el programa de inspecciones mecanizadas en tuberías y toberas de vasija, no detectándose resultados no aceptables.
- Se encontraba en proceso de ejecución los exámenes correspondientes al programa de inspección de internos de vasija. Finalizada la inspección visual de las áreas programadas del secador de vapor, no detectándose indicaciones reportables, así como la inspección por ultrasonidos (UT) de las áreas programadas de los riser de las bombas de chorro, si bien pendiente de finalizar la evaluación por el responsable de la misma, nivel III de ultrasonidos. No

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 4 de 24

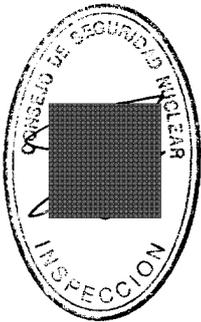
obstante, se avanzó que se habían detectado pequeñas indicaciones localizadas en la superficie interior de algunas de las áreas examinadas con UT.

Que se entregó copia del parte diario de avance de las actividades de inspección, de fecha 12/03/2009. Que se indicó que no se había comenzado aún con la inspección mediante ultrasonidos de los 12 manguitos de penetraciones de CRD programados

- Que la Inspección presencié el ensayo volumétrico por ultrasonidos realizado sobre el área TUB-FDW-509-1/2 14A perteneciente al sistema de Agua de Alimentación, de categoría B-J e ítem B9.11.

Que el ensayo por ultrasonidos del área indicada se encontraba programado para su realización en el cuarto intervalo según la revisión 13 (julio 2008) del Manual de Inspección en Servicio (MISI).

Que el ensayo volumétrico se ejecutó siguiendo el procedimiento de referencia GVL-PR-004 Rev.0 "Procedimiento genérico para la detección y dimensionamiento en longitud de defectos en la inspección manual por ultrasonidos de soldaduras en tuberías ferríticas e injertos de las CC.NN. españolas", el cual se encontraba disponible durante la realización del mismo. Que dicho procedimiento se encontraba validado de acuerdo con la metodología de validación, UNESA CEX-120.



Que se pudo comprobar que el personal que participaba en la realización del ensayo así como los equipos se encontraba cualificado de acuerdo con los requisitos que se indicaban en el procedimiento aplicable.

Que el proceso de inspección consistía en un examen manual mediante 3 palpadores de onda longitudinal con ángulos producidos mediante el uso de cuñas de 70° y 60° para exploración axial y 60° para exploración circunferencial. Que antes de comenzar el ensayo, se procedió a la calibración de los palpadores que se iban a utilizar en el examen, para lo que se utilizaron los bloques estándar de ASME para calibración en distancias y el bloque con entallas, calibración en amplitud, de referencia 12, utilizándose las entallas aplicables a dichas exploraciones. Que el proceso de calibración del equipo fue explicado por parte del inspector responsable de la inspección, comprobándose el adecuado conocimiento del mismo. Que las hojas de calibración cumplimentadas para dicho examen corresponden a las referencias 2026C.40, .41 y .42. Que el equipo almacenaba los datos de las calibraciones efectuadas en memorias independientes. Que el responsable de la ejecución del examen disponía de una copia de la documentación necesaria para la

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

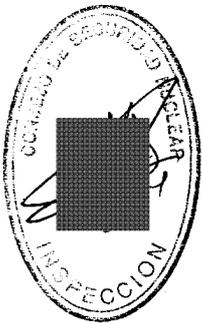
CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 5 de 24

realización del mismo, registros de calibración, configuración y localización del área objeto de examen, etc.

Que antes de comenzar la inspección, se efectuó una perfilometría del área usándose para ello un palpador bicristal, mediante el cual se realizaron medidas en puntos de la tubería correspondientes a los ángulos 0°, 90°, 180° y 270°. Que la Inspección presenció, parcialmente, la inspección realizada sobre esta área no observándose nada reseñable, salvo la existencia de indicaciones geométricas. Que se entregó copia del registro de inspección, referencia INF-2026C.136, en el que se consideró el resultado aceptable

- Que la Inspección presenció la ejecución de la prueba de tarado "as left" en banco de la válvula de seguridad SV-203-4C, nº de serie BK-6289, del sistema de Vapor Principal. Que la válvula correspondía al fabricante [REDACTED]. Que para la realización de la prueba se había emitido la orden de trabajo OT-MM-41526. Que la prueba de tarado se realizó siguiendo el procedimiento de mantenimiento mecánico de referencia PV-M-468 rev. 101 "Comprobación de la operabilidad y verificación de la presión de disparo (prueba as left) de las válvulas de seguridad, fabricante [REDACTED] del sistema MS". Que los responsables de la prueba, pertenecientes a la sección de mantenimiento mecánico, explicaron los prerrequisitos de prueba, así como algunos aspectos relevantes relacionados con el banco de prueba. Que según el criterio de aceptación de la prueba de tarado "as left", se considera aceptable cuando la presión de disparo obtenida en dos disparos consecutivos se encuentre dentro del rango de $\pm 1\%$ de la presión de tarado. Que la presión de disparo de dicha válvula, según las especificaciones técnicas, es de 1260 psi (88,60kg/cm²), luego el rango aceptable está comprendido entre 1247,4 psi (87,72kg/cm²) y 1272,6 psi (89,49kg/cm²).

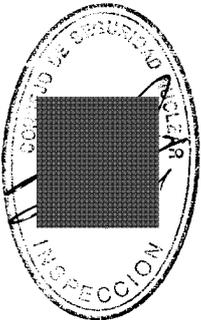


Que se verificaron que los equipos de medida, manómetros, transductores de presión y pirómetro, que se iban a utilizar en la prueba tenían la fecha, de calibración dentro del periodo vigente. Que tras conseguir la estabilidad térmica de acuerdo con lo indicado en el procedimiento, "la temperatura no debe variar más de 5,5° en 30 minutos", se realizó la prueba de fugas inicial, verificándose que el termopar situado en la descarga de la válvula no sufriera una variación mayor de 30° a una presión del 90% de la presión de tarado. Que este paso se consideró aceptable. Que el siguiente paso fue dar la orden de subir la presión en la caldera hasta 84 kg/cm² (1194,8 psi), y una vez conseguida la presión en el sistema de prueba, se procedió a realizar el disparo quedando monitorizado en el registrador presión-desplazamiento. Que el valor de presión obtenido en el primer disparo fue de 1266 psi, dentro del margen de tolerancia admitido, por lo que se consideró aceptable.

Que una vez transcurrido el tiempo indicado en el procedimiento entre disparos (10 minutos) y tras verificar la estabilidad térmica, se procedió de la misma manera para el segundo disparo. Que el resultado de dicho disparo fue de 1249 psi, dentro del límite admitido. Que posteriormente se bajó la presión del banco de prueba por debajo de 50 Kg/cm² (711,2 psi), y a continuación se comenzó a subir lentamente hasta alcanzar el 90% de la presión de tarado, momento en el que se procedió a verificar que no existían fugas visibles a través del asiento de la válvula. Que a la vista de dichos resultados, la prueba de tarado de la válvula SV-203-4C se consideró aceptable. Que se entregó copia de los registros de la prueba.

- Que la Inspección presenció la prueba final de fugas por el asiento realizada a la válvula de retención CHKV-1402-9B, asociada a la penetración mecánica X-16B y perteneciente al sistema de rociado del núcleo (CS).

Que el procedimiento aplicable a la prueba tenía la referencia PV-0-416 Rev. 103, "Prueba de fugas locales de la contención primaria". Que en el anexo IV a dicho procedimiento se incluían los modelos de hojas de registro, siendo la hoja número 51 la correspondiente al registro de fuga de dicha penetración. Que se comprobó que se disponía de una copia de las hojas aplicables del procedimiento en el lugar de la prueba.



Que antes del comienzo de la prueba, el responsable de la ejecución comentó los aspectos más relevantes de la misma tales como, el método de prueba, consistente en medir el fluido aportado, en este caso aire, a la presión de 3,2 kg/cm², el alineamiento del sistema identificando el volumen de prueba y la localización de los puntos de presurización y venteo durante la prueba.

Que una vez establecidas las condiciones definidas en el procedimiento, se observó la existencia de una fuga muy elevada, aproximadamente 110 l/min, a la vista de lo cual no se consideró necesario esperar el tiempo requerido de estabilización para cuantificar la fuga, requiriéndose una nueva intervención sobre la válvula. Que esta prueba "as left" fue realizada tras un mantenimiento efectuado a la válvula como consecuencia del resultado no aceptable obtenido en la prueba "as-found", en la que se midió una fuga de 28 l/min, muy superior al límite admisible de 5600 Scm³/min. Que la Inspección comprobó que la instrumentación asociada al banco de prueba utilizado, MFAC-2, manómetro, rotámetros y termómetro, se encontraba adecuadamente identificada y con fecha de calibración vigente. Que según se manifestó por parte de los representantes de la central, la prueba realizada tras la segunda intervención sobre la válvula dio resultados satisfactorios. Que dicha prueba no fue presenciada por parte de la Inspección.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

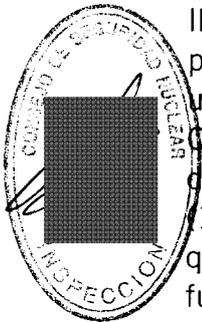
Hoja 7 de 24

- Que la Inspección presencié la prueba final de fugas por el asiento realizada a la válvula motorizada MOV-1402-25B perteneciente al sistema de rociado del núcleo (CS), como cumplimiento del programa de pruebas de válvulas de barrera de presión.

Que el procedimiento aplicable a la prueba tenía la referencia PV-0-477 Rev. 100, "Prueba de fugas de las válvulas de barrera de presión". Que en el anexo I a dicho procedimiento se incluían los modelos de hojas de registro, siendo la hoja número 7 la correspondiente al registro de fuga de dicha penetración. Que se comprobó que se disponía de una copia de las hojas aplicables del procedimiento en el lugar de la prueba.

Que antes del comienzo de la prueba, el responsable de la ejecución comentó los aspectos más relevantes de la misma tales como, el método de prueba, el alineamiento del sistema identificando el volumen de prueba y la localización de los puntos de presurización y venteo durante la prueba.

Que la prueba consistió en llenar de agua el circuito de prueba, entre la válvula a probar MOV-1402-25B y las válvulas V-1402-6B/6BX y V-1402-71B/9BX, hasta llegar a una presión de 7 kg/cm². Que a partir de ese momento se comenzó a presurizar desde la línea de drenaje de las válvulas V-1402-25BX y 25BY mediante una bomba de alta presión (BAP-10) hasta llegar a la presión de prueba, 70 kg/cm². Que mediante un contador de agua instalado en la admisión de la bomba de presión del equipo se tomaron medidas del volumen de agua aportado cada cierto tiempo (10 min.), obteniéndose el caudal fugado. Que no se cuantificó ninguna fuga, por lo que el resultado de la prueba se consideró aceptable, teniendo en cuenta que la fuga máxima admisible es de 15,2 l/min.



Que así mismo, la Inspección comprobó que el personal que participaba en el desarrollo de la prueba se encontraba cualificado de acuerdo con los requisitos que se indican en el procedimiento, y que la instrumentación asociada al banco de prueba utilizado, MF-10, manómetro, contador de agua y reloj digital, se encontraba adecuadamente identificada y con fecha de calibración vigente.

- Que la Inspección presencié parcialmente la realización de la prueba de vigilancia PV-0-314B rev. 106 "Comprobación del caudal y capacidad de funcionamiento de las bombas del CS (B) y del LPCI (B) y de las bombas de servicios del LPCI (B)".

Que la prueba presenciada consistió en verificar el accionamiento de varias válvulas de retención y el funcionamiento de la bomba del sistema de rociado del núcleo

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 8 de 24

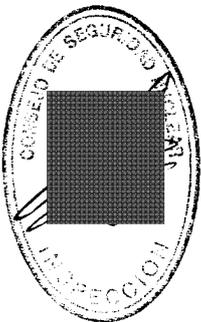
(lazo B) de acuerdo con los requisitos específicos aplicables de las especificaciones técnicas y los relativos al Manual de Inspección en Servicio (MISI) definidos en el capítulo 8 "Pruebas de bombas" y capítulo 9 "Pruebas de válvulas".

Que, concretamente, se verificó los parámetros definidos para demostrar el correcto funcionamiento de la bomba B-1401B y el adecuado accionamiento de las válvulas de retención del lazo B de acuerdo a su función de seguridad, CHKV-1402-36B (abrir) y CHKV-1402-64B y CHKV-1402-65B (cerrar). Que la frecuencia de esta prueba de vigilancia es de tres meses.

Que la prueba funcional se realizó siguiendo las instrucciones indicadas en el procedimiento, perteneciente a la sección de operación, de referencia PV-O-314B rev. 106.

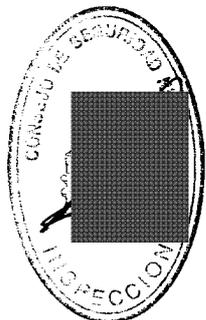
Que el responsable de la prueba explicó el alcance de la misma, los prerequisites y precauciones y las principales instrucciones que se adoptarían así como las acciones adicionales que serían ejecutadas por otras secciones para cumplimentar la totalidad de los requisitos aplicables, como es el caso de la toma de vibraciones de la bomba.

Que tras la verificación previa del correcto alineamiento del sistema y el llenado de sus tuberías, el responsable de la prueba fue cumplimentando paso a paso todas las instrucciones definidas en el apartado 7 del procedimiento. Que todas las verificaciones y actuaciones se realizaron desde sala de control, panel 903, a excepción de alguna toma de datos que se efectuó con la instrumentación local. Que la apertura de la válvula CHKV-1402-36B se comprobó tras la secuencia del arranque de la bomba y la verificación y registro del caudal de la misma (FI-1450-4B). Que siguiendo las instrucciones nº 13 y 14, se verificaron localmente los parámetros requeridos para considerar correcto el funcionamiento de la bomba, caudal (FIT-1461BB), 148,1 l/s y presión diferencial (Δ PI-1450-47B), 20,4 kg/cm². Que, adicionalmente, siguiendo la instrucción nº 15 se registró el valor de intensidad de la bomba. Que, a continuación, se realizaron una serie de actividades no definidas en el procedimiento consistentes en: una inspección visual para detectar fugas en tubería y en válvulas de seguridad del lazo que se estaba siendo probado (lazo B), la medición de vibraciones en una serie de puntos correspondientes al motor y a la propia bomba y la medida de temperaturas de los cojinetes. Que estas últimas medidas se tomaron de un registrador existente en sala de control (TR-1040-6). Que tras estas verificaciones se procedió a verificar el cierre de las válvulas de retención CHKV-1402-64B y CHKV-1402-65B, para lo cual se realizó el alineamiento del sistema y comprobación definido en las instrucciones nº 18 y 19 del procedimiento. Que tras su realización se siguieron las últimas instrucciones definidas en el procedimiento cuyo fin es verificar como se deja el



sistema tras la prueba efectuada. Que el resultado de la prueba fue satisfactorio, entregándose a la Inspección todos los registros cumplimentados durante la misma: procedimiento de vigilancia completo, registros de vibraciones y los registros tomados de temperatura de cojinetes, consumo de motor (intensidad) y caudal.

- Que la Inspección solicitó información sobre las acciones llevadas a cabo en dos desviaciones relativas a válvulas de seguridad que habían sido reflejadas en anteriores inspecciones, una durante la inspección documental realizada en julio de 2008, acta de inspección CSN/AIN/SMG/08/575 y, la otra, durante la inspección funcional de sistemas efectuada en noviembre de 2007, acta de referencia CSN/AIN/SMG/07/565.
- Que la primera desviación afectaba al cumplimiento de los requisitos aplicables a pruebas de tarado en la válvula del sistema de rociado del núcleo, RV-1402-28B. Que, según los procedimientos que en esos momentos aplicaban para la verificación del punto de tarado de válvulas de seguridad, la prueba de verificación de tarado "as left" solo era requerida en caso de obtener un resultado de la prueba "as found" no satisfactorio, o bien que tras una prueba "as found" aceptable la válvula fuera intervenida por mantenimiento. Que dado que el número de disparos requeridos por la normativa aplicable a cada unas de estas pruebas es diferente, puede producirse un error de manera que una válvula pueda ser montada con menos disparos que los requeridos por la citada normativa. Que esto fue lo que sucedió con la válvula RV-1402-28B, la cual se montó tras la realización de los requisitos aplicables en la prueba "as found", IS-M-464 rev. 102, es decir se realizó un único disparo. Que en consecuencia, el CSN emitió el hallazgo identificado con el número 2239, tercer trimestre de 2008, categorizado como verde. Que en esa inspección se indicó a los representantes de la central que debían revisar el estado de los procedimientos de otras válvulas de seguridad que pudieran verse afectadas por el mismo error. Que los representantes de la central señalaron que este hallazgo había sido considerado en su programa de acciones correctoras (PAC), código CA-CS-01/08. Que, según se pudo comprobar, las acciones de corrección de este hallazgo consistieron en:
 - Revisión de todos los procedimientos de pruebas de tarado de válvulas de seguridad afectados por el mismo error.
 - Revisión del capítulo 9 del MISI, en lo referente a los requisitos aplicables a las pruebas de válvulas de alivio y seguridad.
 - Realización de la pruebas de tarado sobre las válvulas que pudieran estar afectadas por dicho error. Que, al menos aplicaría a la válvula del sistema de rociado del núcleo, RV-1402-28B.



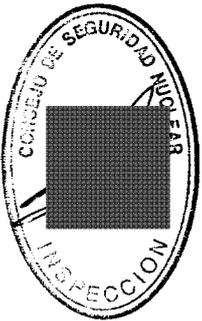
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 10 de 24

Que según se manifestó durante la inspección realizada en julio de 2008, el error se introdujo en la revisión 102 efectuada en estos procedimientos, fecha 30/06/2008, por lo que en principio, los componentes que hubieran sido probados después de esa fecha son los que podrían estar afectados. Que, únicamente, aplica a la válvula antes indicada, RV-1402-28B. Que según señalaron los representantes de la central, se han revisado todos los procedimientos de pruebas de tarado de válvulas de seguridad y alivio, para incluir de forma clara los requisitos aplicables en cada prueba en base a la normativa aplicable. Que como aspecto destacable de lo que se ha incluido en la nueva revisión, cabe señalar la descripción del proceso de ejecución de estas pruebas mediante un diagrama de flujo. Que la Inspección revisó, únicamente, los procedimientos de prueba relacionados con la válvula RV-1402-28B, y los aplicables a las pruebas de tarado de válvulas de seguridad del sistema de vapor principal (MS) que se han documentado con anterioridad en este acta. Que los procedimientos revisados aplicables a las válvulas de alivio de presión del sistema CS corresponden a la referencia IS-M-464 rev. 103 aplicable a las pruebas "as found" y a la IS-M-465 rev. 103 aplicable a pruebas "as left". Que los representantes de la central entregaron copia de la orden de trabajo y documentación generada por las pruebas y gamas realizadas sobre la válvula RV-1402-28B. Que de acuerdo con la orden de trabajo OT-MM-40199, se realizó la prueba "as found" de dicha válvula, con el procedimiento revisado, dando resultado aceptable. Que tras dicha prueba, se emitió la orden de trabajo OT-MM-41483 para revisión preventiva de la válvula y posterior prueba "as left". Que dicha prueba se realizó cumpliendo los requisitos definidos por la normativa aplicable, con resultado satisfactorio.



- Que la segunda desviación está relacionado con una discrepancia sobre las válvulas de alivio instaladas en el sistema de Reserva de Veneno Líquido (SBLC), RV-1105A y RV-1105B, que se reflejó en el acta correspondiente a la inspección funcional de sistemas realizada en noviembre de 2007, CSN/AIN/SMG/07/565, en la que se señalaba que [...] *no existe una base de diseño que establezca el valor mínimo requerido el tarado de dichas válvulas de alivio*. Que como consecuencia se indicó que [...] *en caso de apertura de dichas válvulas a una presión excesivamente baja durante el funcionamiento del sistema en modo de inyección, el tren respectivo quedaría inoperable*. [...]. Que dichas válvulas también estaban afectadas por los requisitos establecidos en la instrucción técnica CSN-IT-DSN-08-09 sobre el valor de ajuste del cierre ("blowdown"). Que durante la inspección documental realizada en julio de 2008, CSN/AIN/SMG/08/575 se señaló que [...] *para las válvulas de clase nuclear 2 y 3 no se disponía de ningún requisito al respecto, salvo para las válvulas de alivio instaladas en el Sistema de Reserva de Veneno Líquido (SBLC), RV-1105A y RV-1105B, de fabricante [REDACTED] modelo 3-5211*. Que para éstas, los representantes mostraron copia de la especificación de diseño del sistema, en la

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

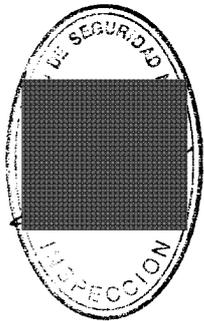
CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 11 de 24

que era requerido un ajuste de "blowdown" específico. Que los representantes manifestaron que con la información facilitada por el fabricante no se podía garantizar el ajuste requerido, por lo que se había contactado con otros fabricantes para suministrar válvulas que cumplieran con lo requerido en la especificación.

Que en consecuencia, los representantes de la central manifestaron que se había programado ejecutar en esta parada la modificación de diseño con número MD-514 "Sustitución de las válvulas de alivio de las descargas de las bombas del sistema SBLC (RV-1105A/B)". Que esta modificación consistiría en sustituir las actuales válvulas de alivio del sistema SBLC por otras similares para las que se conoce el valor de ajuste del anillo de cierre ("blowdown") y el punto de tarado definido y justificado en base a lo requisitos operativos aplicables a dicho sistema.

Que la Inspección solicitó revisar toda la documentación asociada a dicha modificación. Que las válvulas nuevas son del modelo [REDACTED] tamaño 1-½"x2", de [REDACTED]. Que la modificación se sustenta en base al análisis previo de seguridad y la evaluación de seguridad requerida por este, el cual se ha realizado siguiendo el procedimiento PG-003 rev. 9. Que junto con la evaluación de seguridad, el dossier de la modificación contenía una memoria descriptiva de la modificación, el cálculo justificativo del nuevo punto de tarado de las válvulas RV-1105A/B, la verificación independiente de la documentación realizada mediante el procedimiento PI-4-3 rev. 12, así como otros informes elaborados para documentar de manera adecuada la modificación. Que de la revisión de la documentación la Inspección señaló lo siguiente:



- Que en el análisis de las bases de licencia que se recoge en la memoria se citan unas ediciones de ASME que no corresponden con las aplicables, concretamente se indica la edición de 1986 en vez de la de 1995 aplicable. Que se indicó que efectivamente la edición aplicable es la de 1995, y que lo señalado en la memoria proviene de un error en la actualización de la base de datos del SITA.
- Que las líneas donde están instaladas estas válvulas son de clase nuclear 2, según se indica en la tabla 3.2-1 del Estudio de Seguridad. Además, de acuerdo con lo señalado en la justificación de la MD, las nuevas válvulas deberán cumplir los requisitos de diseño exigibles para componentes de clase 2 y, por tanto, estarán calificados sísmicamente. Que, sin embargo, según el documento de cálculo de tensiones preparado por [REDACTED] EC-2713 "Seismic Stress Report", las tensiones obtenidas en los cálculos son comparadas con las tensiones permitidas en la sección VIII de ASME, aplicable a componentes de clase no nuclear, en vez de ASME III. Que los representantes de la central indicaron que los requisitos de compra para las nuevas válvulas se han definido sobre la base de buscar la

SN

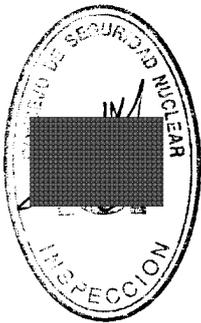
CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 12 de 24

máxima coherencia con los requisitos utilizados en construcción para dicha línea y de acuerdo a lo especificado en el MISI y en ASME XI para las actividades de reparación y/o sustitución. Que se señaló que para este caso, no existían grandes diferencias entre los requisitos aplicables por ASME III y VIII. Que, no obstante, dichas válvulas estarían calificadas sísmicamente según la guía reguladora 1.100 y que los criterios de calidad aplicables serían los correspondientes a un componente de clase nuclear 2. Que con el fin de clarificar este aspecto, la Inspección señaló que se debería justificar en un informe los requisitos técnicos de compra aplicados a las válvulas que pretenden instalarse mediante la ejecución de la MD-514.

- Que la Inspección indicó que la documentación de fabricación de las válvulas de [REDACTED] que se incluye en el dossier de la MD, procedimientos de soldadura, de ensayos y pruebas, etc., parece ser genérica, por lo que se desconoce si es o no aplicable al proceso de fabricación de estas válvulas.

Que se entregó copia de la documentación solicitada por la Inspección acerca de la modificación de diseño.



Que los representantes de la central señalaron que, a pesar de tener documentada esta MD y programada su ejecución en esta parada, debido a que no iban a poder disponer de las válvulas nuevas durante la parada, optaron por mantener las válvulas actuales pero con un nuevo punto de tarado. Que esta acción se había documentado como un cambio temporal, nº CT-SBLC-01/09 "Retarado RV-1105 A/B descarga bombas [REDACTED]".

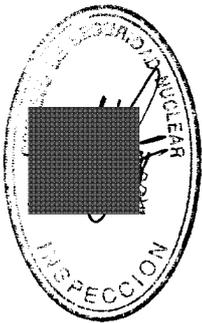
Que el actual tarado de las válvulas establecido en 1400 psi \pm 3% de tolerancia permitido por ASME pasaría a 1450 psi \pm 3%, que es el valor que se ha definido para las nuevas válvulas mediante el cálculo justificativo incluido en la MD. Que según se indicó, fue consultado por correo electrónico al fabricante de las válvulas actuales, Nacional, si podían ser retardadas las válvulas a esa presión, a lo que el fabricante contestó que no había problema dado que el resorte está diseñado para aguantar las condiciones del nuevo rango de presiones. Que en cuanto al "blowdown" se ajustaría al valor mínimo posible, si bien el valor concreto del mismo seguiría siendo desconocido.

Que las actuales válvulas se probarían con los procedimientos IS-M-403 rev. 102 aplicable a las pruebas de verificación de tarado "as found" y IS-M-436 rev. 102 aplicable a las pruebas "as left". Que este último procedimiento incluye el nuevo punto de tarado definido, 1450 psig (101,9 kg/cm²).

Que según se indicó estos procedimientos, al igual que las bases de diseño serán cambiados cuando se ejecute definitivamente la MD, la cual podría realizarse durante un MAP.

- Que una vez finalizada la adquisición de datos realizada sobre los manguitos de las penetraciones de los CRD mediante la técnica de ultrasonidos y corrientes inducidas aplicada desde la superficie exterior de los mismos, se mantuvo una reunión con el responsable de las actividades relacionadas con estos componentes, con el fin de conocer el alcance final de inspección, desviaciones producidas, resultados de la evaluación preliminar y acciones derivadas de los mismos.

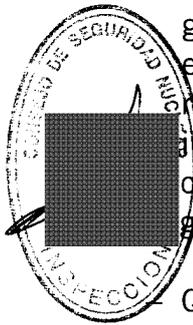
Que, según se manifestó, no se había producido ningún tipo de desviación que afectase al alcance, habiéndose ejecutado el programa propuesto por Nuclenor mediante la carta de referencia NN/CSN/197/2008 y aceptado por el CSN mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/09/44.



Que dicho programa se había elaborado en base a una serie de hipótesis como: tipología de defectos, situación de los mismos, cobertura de inspección, métodos utilizados, eligiéndose las más limitantes o las que pudieran ofrecer información sobre el comportamiento del modelo teórico de predicción. Que, según se indicó, con el programa de inspección definido y con el uso de las actuales herramientas de inspección se pretendía asegurar el cumplimiento de los objetivos generales vigentes de evitar el riesgo de fugas durante el ciclo y mantener la capacidad estructural requerida.

Que durante la mencionada reunión se presentó un avance preliminar de la evaluación de los resultados de las inspecciones efectuadas por la superficie exterior en las 12 penetraciones programadas. Que a la vista de los resultados obtenidos, los representantes de la central en estas actividades indicaron que: en las penetraciones con defecto sin sello mecánico instalado, 14-19, 18-39, 22-31 y 22-39 no se habían observado variaciones con respecto a la inspección anterior, considerada como de referencia; y en el resto de penetraciones programadas, todas ellas con sello instalado, se habían observado en algunas ocasiones ligeros avances de los defectos reportados bajo el sello debido a la mejora de las técnicas de inspección empleadas o por encontrarse en zonas no cubiertas en la inspección de referencia y, en otros casos, la aparición de nuevos defectos en la zona de asiento de la empaquetadura inferior del sello de acuerdo a las hipótesis del modelo. Que también se han observado, al igual que en la última inspección efectuada durante la parada de 2007, marcas no continuas superficiales a lo largo de los 360° observadas, únicamente, por corrientes inducidas.

Que con el fin de facilitar el análisis de los resultados de las inspecciones de las penetraciones de los CRDs, los responsables de esta actividad prepararon una tabla resumen de los resultados de las inspecciones de las penetraciones obtenidos durante esta parada, así como otra reflejando la evaluación preliminar de los defectos, comparándose los datos obtenidos de las inspecciones efectuadas en 2009 y los estimados en base al modelo desarrollado para la selección de las penetraciones a inspeccionar, tales como sección sana estimada en 2009 según las hipótesis consideradas en el modelo y espesor remanente no aislado en función del tamaño de defecto esperado, en profundidad. Que adicionalmente, editaron dos graficas por penetración, en una de ellas se analizaba de manera integrada la evolución de los defectos según el resultado obtenido en las diferentes inspecciones realizadas, incluyendo el porcentaje de sección sana, y en otra, se comparaba la información específica de los defectos existentes, en cuanto a tamaño y posición, correspondientes a los resultados de las dos últimas inspecciones. Que este último gráfico sería incluido en el informe preliminar que se enviaría antes del arranque.



Que los resultados de las inspecciones fueron los siguientes:

02-27	59,8	266	16,4 ^{(2)[4]}	SI
06-35	53,4	248	n/a	SI
10-39	67,4	175,3	≥12,2 ^{(2)(3)[4]}	SI
14-07	78,9	119,5	n/a ⁽⁴⁾	SI
14-19	86,3	96	4,9	NO
18-23	79,2	147	n/a ⁽⁴⁾	SI (Largo)
18-31	71,2	163	n/a ⁽⁴⁾	SI (Largo)
18-35	53,3	295,8	≥15,3 ^{(2)[3][4]}	SI
18-39	93,2	46,4	4,3	NO
22-31	97,7	19	6,2	NO
22-39	97,0	28	5,3	NO
30-03	72,0	237,1	14,4 ^{(2)[4]}	SI

⁽¹⁾ La longitud reportada corresponde a la longitud de circunferencia obtenida superponiendo los defectos existentes, tanto en el interior del sello como los situados en la zona baja.

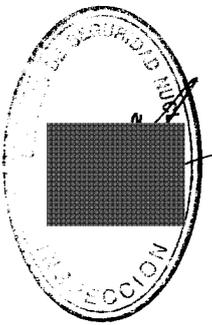
⁽²⁾ El espesor remanente es el correspondiente al defecto bajo expuesto al agua del reactor.

⁽³⁾ Penetraciones con defecto bajo que no han podido ser dimensionados con la técnica de ultrasonidos, por estar por debajo del umbral de detección.

⁽⁴⁾ Penetraciones con sello en las que se observan con corrientes inducidas marcas no continuas a lo largo de los 360° situadas en una cota por debajo del sello.

Que la valoración realizada por los representantes de la central fue la siguiente:

- Se ha cubierto la totalidad del área de interés estimada entre +5 mm. y -40 mm. desde la raíz de la soldadura en la totalidad de las penetraciones inspeccionadas.
- En la penetración con defecto reportado que no tienen sello instalado no se han detectado nuevos defectos ni crecimiento de los existentes, salvo pequeñas variaciones en la medida de la profundidad y de la longitud debidas a la dificultad de la reproducibilidad del dimensionamiento. Que las variaciones se pueden considerar insignificantes, dado que en un caso es de 1,4° en longitud y en otro de 0,9 mm. en profundidad, producidas en otras tantas penetraciones.
- En las penetraciones con defecto y sello instalado se observa en algunos casos la existencia de nuevos defectos en la zona interior del sello o ligeros avances de los existentes, debido aparentemente a las limitaciones de la técnica de inspección o de evaluación empleadas con anterioridad, ya que se encuentran en zonas no cubiertas en anteriores inspecciones.
- En las penetraciones con defecto y sello instalado también se han detectado en la mitad de los casos, 02-27, 10-39, 18-35 y 30-03 nuevos defectos coincidentes con la zona de apoyo de la empaquetadura inferior del sello de acuerdo con el modelo, es decir en la zona complementaria del defecto cubierto por el sello, pero muy inferior en dimensiones a las postuladas según el modelo. En alguno de estos casos, los defectos detectados no pudieron ser dimensionados en profundidad por ultrasonidos, siendo únicamente detectado por corrientes inducidas, por lo que se le asignó una profundidad de 3 mm. que corresponde con el umbral de detección de los ultrasonidos. En ningún caso se han detectado estos defectos en penetraciones con sellos posteriores a 1996, que corresponde con la fecha de inicio de la inyección moderada de hidrógeno.
- En todas las penetraciones con defecto y sello instalado, salvo en la 06-35, se han detectado indicaciones de marcas superficiales no continuas a lo largo de los 360° similares a las detectadas en la inspección realizada durante la parada de recarga de 2007. Estas indicaciones solo son detectadas por corrientes inducidas.
- Los nuevos defectos detectados en las penetraciones son inferiores, en longitud y profundidad, a los postulados en el modelo teórico desarrollado para la selección de penetraciones a inspeccionar. En muchos de los casos no han podido ser dimensionados con la técnica de ultrasonidos. Que la sección sana reportada como resultado de la inspección realizada es mayor que la supuesta en el modelo de selección.

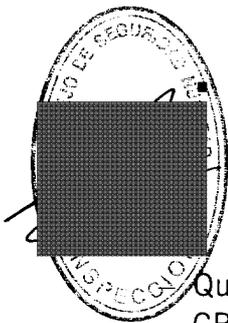


Que a la vista de los resultados, los representantes del titular manifestaron lo siguiente:

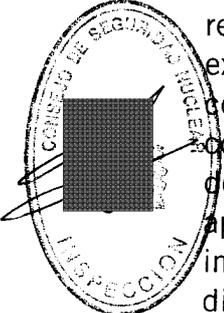
- Que de acuerdo a los criterios generales aplicables con el fin de evitar fugas y garantizar la integridad estructural, teniendo en cuenta los resultados de espesor remanente, longitud de defecto y sección sana obtenidos en la inspección, no se consideró necesario instalar sellos en nuevas penetraciones, así como tampoco realizar expansionado.
- Que en las penetraciones de las que se habían retirado sus sellos para posibilitar la inspección serán instalados nuevos sellos con las mismas dimensiones, salvo en dos penetraciones, 18-23 y 18-31, en las que se instalarían sellos ligeramente más largos con el fin de separar la empaquetadura inferior del área de defectos.

Que según se indicó, los resultados obtenidos en las penetraciones con defecto y sellos mostraban la validez del modelo teórico considerado en la elaboración del programa de inspección, por lo que se consideró que no era necesario ampliar el programa de inspecciones en esta parada.

Que el responsable de la realización de la inspección de las penetraciones de los CRD, perteneciente a la empresa [REDACTED] explicó los resultados más relevantes de la inspección efectuada. Que según se indicó el equipo de inspección que se ha utilizado es idéntico al empleado en la inspección realizada durante la parada para recarga de 2007. Que la inspección consistía en un examen desde la superficie exterior del manguito mediante un módulo portapalpadores que dispone de: dos palpadores de ultrasonidos de 60° ([REDACTED]), uno orientado hacia abajo y otro hacia arriba del manguito, para detección y dimensionamiento; un palpador de 0° para posicionamiento y medida del espesor del material; y una bobina de corrientes inducidas para confirmar las indicaciones de ultrasonidos y definir su longitud, así como para asegurar la detección de defectos o indicaciones superficiales que los ultrasonidos no sean capaces de detectar por tener una profundidad inferior al umbral de detección de dicha técnica. Que los procedimientos aplicados han sido los mismos que fueron utilizados en la inspección anterior, EC-44.07 rev. 5 y UT-72.07 rev. 5. Que se eligió la penetración 02-27 sobre la que se comprobó el proceso de inspección realizado mediante la técnica de ultrasonidos, calibración, adquisición y evaluación. Que el responsable de la inspección explico los aspectos más relevantes del equipo, indicándose que disponen de tres canales, uno para cada uno de los palpadores [REDACTED] y otro para el palpador de 0°. Que se verificó la calibración, comprobándose el tipo de señal producido por las entallas del bloque de calibración sobre las tres vistas utilizadas en el programa de evaluación. Que



posteriormente se cargó la adquisición de la penetración elegida, comprobándose todas las señales de defectos reportados. Que se comprobaron todos los defectos, así como su dimensionamiento. Que se observó la existencia de unos defectos que no habían sido detectados anteriormente. Que en unos casos estos defectos eran prolongación de defectos anteriores existentes bajo el sello y, en otro caso un defecto que correspondía a los considerados en el modelo, localizados en la zona de asiento de la empaquetadura inferior del sello. Que se comparó los gráficos "Plot" de resultados de la inspección anterior realizada en 1990 con los actuales, comprobándose que algunos de estos nuevos defectos se encuentran localizados en zonas no cubiertas en la inspección anterior. Que la técnica que se utilizó en 1990 era diferente a la actual, que consistía en el uso de palpadores de 45° (técnica tandem) dispuesto en un módulo más grande que impedía obtener una cobertura total del área de interés.



Que con el responsable de la evaluación del examen por corrientes inducidas, se revisó el proceso seguido en la calibración, adquisición y evaluación de dicho examen. Que la revisión se realizó sobre las penetraciones 18-31 y 18-23. Que se comprobaron las distintas señales observadas por este examen, observándose un comportamiento distinto entre las señales consideradas como defecto, que han sido detectadas con ultrasonidos, y las asociadas a las indicaciones discontinuas que aparecen a lo largo de los 360° en la cota inferior coincidente con la empaquetadura inferior, ya que la componente con la que aparecen en pantalla ambas señales es diferente. Que según los responsables de la evaluación, y tras los análisis realizados con ocasión de la detección de este tipo de defectos en la inspección realizada en 2007, consideran que el comportamiento de la señal que genera este tipo defectos no corresponde con la de un defecto que penetra a través de la superficie del manguito o con pérdida de material, razón por la que han sido calificados como marcas superficiales, desconociéndose la causa que las ha producido.

- Que el responsable de la elaboración del programa de inspección de internos de vasija, así como de su seguimiento, explicó el alcance previsto para esta parada. Que dicho programa estaba definido en el anexo IX "Internos de vasija" del documento INS-MISI-PR-09, elaborado de acuerdo a la programación definida en el documento IG-00-19 "Programa de Inspección de internos de vasija", rev. 0, establecido dentro del Plan de Gestión de Envejecimiento (PGE). Que según se indicó, el programa de internos se encuentra desarrollado sobre las bases de las guías de inspección y evaluación desarrolladas por el BWRVIP ("BWR Vessel and Internals Project") o por experiencias operativas. Que actualmente se incluye una breve descripción del alcance de este programa en el capítulo 12 del MISI "Inspecciones adicionales".

SN

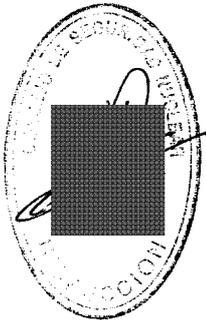
CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 18 de 24

Que el responsable de este programa mostró una lista de chequeo preparada para el seguimiento de las inspecciones realizadas durante la actual parada, en la que se reflejaban todas las áreas de internos de vasija programadas para inspección, indicándose para cada una de ellas, el tipo de examen requerido de acuerdo con las recomendaciones del grupo BWRVIP, fecha de evaluación por parte del nivel III responsable del examen, así como una descripción de los resultados más reseñables obtenidos. Que se entregó copia de dicho documento a fecha de 17/03/09.

Que la Inspección solicitó aclaraciones sobre algunos aspectos relacionados con el programa general descrito en el documento IG-00-19, así como con el definido para esta parada de recarga. Que estas son:

- Que la Inspección señaló que a la vista del programa de inspección definido en la tabla A9-1 del Anexo 9 de IG-00-019 sobre conexiones soldadas al interior de la vasija "attachments", no parece coherente el plan de vigilancia propuesto para los soportes primarios de los riser de las bombas de chorro frente a los secundarios, ya que aparentemente según el programa parece existir una mayor vigilancia sobre estos últimos a pesar de que estos no están relacionados con la seguridad. Que según dicho programa, se deben inspeccionar un 25% de "attachments" correspondientes a soportes primarios cada 6 años sin repetir área, mientras que para los "attachments" correspondientes a los soportes secundarios se deben inspeccionar el 100% cada intervalo de inspección (10 años) requerido para la categoría B-N-2 por la sección XI del código ASME. Que la Inspección señaló que los requisitos de ASME deberían aplicar también a los "attachments" de los soportes primarios, por lo tanto para estos se debería programar una inspección visual adicional a la definida de acuerdo a las recomendaciones del BWRVIP. Que los representantes de la central manifestaron que analizarían este aspecto y que definirían un programa de manera que se cumplan los requisitos o recomendaciones definidas en BWRVIP y ASME.
- Que la inspección comentó una discrepancia entre el programa definido en la tabla A3-1 y la A3-2, incluidas en el anexo 3 del IG-00-19, para las áreas RS-4 y 5, ya que en una de ellas se indica un porcentaje del 60% a realizar en el año 2009, mientras que en la otra, en la que se detalla específicamente los risers a examinar durante dicho año, se identifican 5 de los 10 existentes (50%). Que los representantes indicaron que esta discrepancia se debe a un error, siendo el porcentaje correcto, 50%.
- Que la Inspección solicitó información sobre el programa de inspección previsto sobre las líneas de instrumentación de caudal "sensing line" asociadas a las bombas de chorro. Que los representantes de la central señalaron que el programa



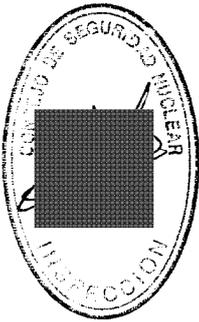
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 19 de 24

definido en esta parada sobre estas áreas no corresponde con el indicado en el anexo 12 del documento IG-00-019, tabla A12-2I. Que dicho programa se ha establecido en base a los resultados del estudio realizado como respuesta a la SIL 420 rev. 1, que se recoge en el informe IG-00-060 rev. 0. Que según dicho estudio se habían determinado dos zonas diferenciadas en estas líneas en base a la susceptibilidad a sufrir fisuración por fatiga inducida por vibración, eligiéndose para ser inspeccionados en esta parada los tramos considerados más vulnerables a este mecanismo.

Que la mayor parte de las inspecciones realizadas dentro del programa de vigilancia de internos son visuales, realizadas con ayuda de cámaras en blanco y negro o color. Que la resolución de la cámara utilizada dependía del tipo de examen realizado, usándose caracteres de 105 mil (2,67 mm) para el examen VT-3 y de 44mil (1,12 mm) para el VT-1, así como de hilos 0,0005" (0,0127 mm) para el examen VT-1 mejorado.



Que los representantes de la central manifestaron, que a fecha de la inspección, no se había finalizado completamente el programa previsto de inspección de internos para esta parada. Que según indicaron el programa que se estaba realizando era más amplio que el inicial descrito en el documento INS-MISI-PR-09. Que en dicha ampliación, según se indicó, se habían incluido ciertas áreas de acuerdo con recomendaciones de las guías BWRVIP o de GEH, así como para el cumplimiento con el PGE-22, relativo a inspecciones únicas, en el que se requiere la realización de una inspección visual de tres zonas diferentes de cladding del interior de la vasija.

Que la Inspección visualizó los registros de los exámenes visuales de las áreas que se indican a continuación. Que en el visionado de los registros se pudo verificar la grabación de las comprobaciones de la resolución realizadas en cada inspección con ayuda de la carta de ajuste "GRAY" homologada, la cual dispone de hilos y caracteres de diferentes tamaños que permiten con su visualización verificar la mencionada resolución utilizada en cada examen. Que los registros que fueron visionados, mostraban buena resolución y cubrían todas las zonas requeridas a examen. Que no se reportó ningún tipo de indicación considerada inaceptable, si bien sí que se reportaron indicaciones en alguna de las áreas.

- Tornillo de ajuste del riser de las bombas JP-09, JP-11 y JP-12.
 - Riser E-JP9-Screw-AS1-Shroud side. Se observó una holgura de aproximadamente 2 mm.

SN

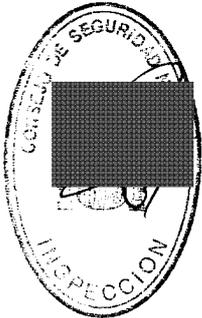
CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 20 de 24

- Riser E-JP11-Screw-AS1-Shroud side. Se observó una holgura de aproximadamente 1 mm.
- Riser E-JP12-Screw-AS1-Shroud side Se observó una holgura de aproximadamente 1 mm.

Que dichas holguras habían sido identificadas en la inspección efectuada en la parada de recarga de 1999.

- Tornillo de ajuste del riser de la bomba JP-06. Riser E-JP06-Screw-AS2-Vessel side. Se observó una fisura en la soldadura de fijación del tornillo. Que dicha fisura había sido detectada en la parada de 1999, no observándose ningún cambio.
- Líneas de instrumentación de caudal de las bombas de chorro "Sensing line" JP-19 y JP20. No se observó nada reseñable.
- Área mezclador bomba de chorro. Riser D-JP-8-Mixer MX1. No se observó nada reseñable.
- Chapa de recubrimiento en secador de vapor. SD-Cover plate-H1-90. No se observó nada reseñable.



Que se mantuvo una reunión con el responsable de la evaluación de los exámenes visuales de la empresa [REDACTED] nivel III en inspección visual, durante la que se explicó los aspectos más relevantes de cómo está organizado el equipo responsable de la realización de dichos exámenes, qué responsabilidades tienen los miembros, cómo se efectúa el seguimiento de las tareas de inspección, qué documentación se utiliza y qué registros se generan. Que durante la misma se mostró la base de datos utilizada por [REDACTED] para el seguimiento del programa de inspección de internos de esta parada, mostrándose también las figuras de las áreas de inspección preparadas para definir la configuración y el alcance del examen, la documentación asociada (procedimientos, certificados, etc) y la generada por los exámenes realizados (registros).

Que el procedimiento utilizado tiene referencia [REDACTED] rev. 0 (feb. 2009) "Procedimiento para la inspección visual IVVI de los componentes internos del reactor BWR3 para NN".

- Que los representantes de la central señalaron que, de acuerdo con el programa previsto de inspección de internos, existen algunas áreas cuyo examen programado es mediante ultrasonidos (UT), de acuerdo con las recomendaciones de la guías del

SN

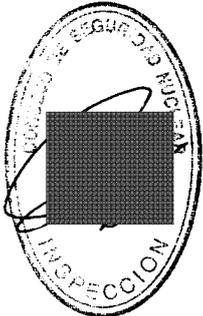
CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 21 de 24

BWRVIP. Que las áreas programadas a examen por ultrasonidos se localizan en las bombas de chorro, y corresponden a las soldaduras existentes en los difusores (DF-1 a 3), en los adaptadores (AD-1 a 3), una de las soldaduras del mezclador (MX-2) y a las vigas de sujeción.

Que la Inspección mantuvo una reunión con los responsables de la realización de la inspección por UT efectuada en áreas del difusor, adaptador y mezclador de las bombas de chorro, pertenecientes a la empresa [REDACTED]. Que los responsables de esta inspección, en presencia de representantes de la central, explicaron los aspectos más relevantes de la misma, en lo referente al alcance, tipo de examen, calibración y análisis de los registros. Que, según se indicó, el equipo de inspección estaba compuesto por un equipo mecánico con un módulo de palpadores dispuesto en la superficie interior de estas áreas. Que el módulo de palpadores disponía de dos conjuntos de palpadores de 45° y 60° de onda transversal, unos mirando hacia abajo y otros hacia arriba, y otro de 60° de onda longitudinal mirando hacia abajo, para permitir cubrir la totalidad del área requerida por el BWRVIP. Que según se pudo comprobar se había cubierto la totalidad de la zona requerida en las soldaduras AD-1, 2 (pequeña área no cubierta con los palpadores mirando hacia arriba) y 3, y DF-2 y 3. Que en las otras áreas, DF-1 y MX-2, debido a su configuración solo se pudo inspeccionar desde un lado de la soldadura, en la DF-1 con palpadores de ángulos 45° y 60° mirando hacia arriba, y en la MX-2 con el palpador de 60° mirando hacia abajo.



Que las fases de examen, calibración y análisis fueron comentadas de forma general, remitiéndose al procedimiento aplicable, "Procedure for the automated ultrasonic examination of jet pump assembly welds" de referencia [REDACTED] rev. 3.

Que la Inspección preguntó por la validación de esta técnica, indicándose que dicha técnica estaba validada en base a los resultados obtenidos sobre los bloques del BWRVIP-03, en el centro de ensayos no destructivos de EPRI. Que los defectos sobre los que se validó dicha técnica eran grietas inducidas artificialmente. Que se mostraron las hojas correspondientes a esta validación, UT Demonstration 11 incluido en el documento BWRVIP-03 rev. 10 y UT Demonstration 19 en la rev. 11 del citado documento.

Que se verificó la calibración inicial del equipo realizada en dinámico, comprobándose el tipo de señal que producen los defectos del bloque de calibración. Que se explicó el alcance de la evaluación de los registros, eligiéndose para ello alguno de los registros de las indicaciones observadas en alguna de estas áreas en las bombas inspeccionadas. Que según se indicó las indicaciones detectadas se localizan en el área DF-2 de las bombas JP-14, JP-15 y JP-17. Que

SN

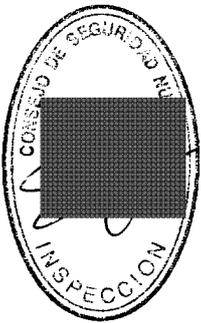
CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 22 de 24

según se indicó por parte del representante de [REDACTED] estas indicaciones probablemente provienen de la propia configuración de la soldadura por lo que se clasificaron como geométricos. Que según se manifestó, se realizó un examen visual por el interior del riser de la bomba JP-15 para conocer la morfología de la indicación observada por UT en el área DF-2, confirmándose que esta indicación no es de defecto sino que es debida a un posible geométrico.

Que según se pudo verificar, la técnica de inspección por UT realizada en esta parada es muy parecida a la que fue utilizada en la parada de 1999 por la empresa [REDACTED]. Que en ese caso se realizó la inspección de estas áreas en las bombas JP-1 a JP-8. Que en dicha inspección se detectó una indicación similar a las detectadas en esta parada, área DF-2 de la bomba JP-4, que fue clasificada como geométrico.

Que los representantes de la central explicaron algunos aspectos relacionados con la inspección que se iba a realizar en las vigas de sujeción de las bombas de chorro. Que las áreas previstas inspeccionar por ultrasonidos corresponden a las localizaciones consideradas más susceptibles de tener algún tipo de defecto recogidas en el programa definido en el documento IG-00-019, en su anexo 3, y que se identifican como BB-1 (Zona superior central de la viga), BB-2 (Áreas entre los extremos de la viga y la zona de transición) y BB-3 (Zonas de transición de los brazos de la viga). Que el examen de UT consistía en utilizar un equipo automatizado mediante técnica de inmersión con palpadores "phased-array". Que el procedimiento utilizado corresponde a la referencia [REDACTED], rev. 2 "Procedure for automated UT examination of jet pump beams with phased array technique in BWR" preparado por la empresa [REDACTED]



Que esta técnica había sido validada en EPRI, tal como se recoge en la UT Demonstración 19, incluido en la revisión 11 del documento BWRVIP-03. Que, según se manifestó, esta técnica había sido utilizada por primera vez, en una inspección realizada, recientemente, en una central americana.

- Que se revisaron los certificados de cualificación del personal que ha participado en las inspecciones visuales y de ultrasonidos realizadas por la empresa [REDACTED] dentro del programa de inspección de internos de vasija.
- Que los responsables del programa de internos de vasija manifestaron la intención de reflejar de forma detallada en el MISI dicho programa aprovechando una revisión del citado documento, si bien actualmente aún estaba en estudio como efectuarlo.

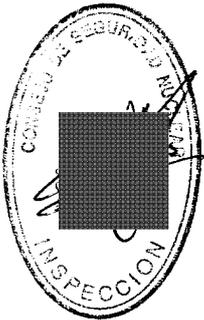
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586

Hoja 23 de 24

- Que fuera del alcance de la agenda, los representantes de la central explicaron una incidencia que se había producido en la prueba de tarado "as found" realizada a la válvula de seguridad SV-203-4A, programada en esta parada de recarga. Que, según se manifestó, de acuerdo con la orden de trabajo OT-MM-38941, se realizó la prueba "as found" de la válvula SV-203-4A mediante el procedimiento PV-M-467, en la cual se efectuaron 5 disparos, de los que tres no fueron registrados, nº 1, 2 y 4. Que los disparos 3 y 5 registrados dieron resultados aceptables, dado que el valor obtenido se encontraba dentro del rango aceptable de la prueba ($\pm 3\%$ de la presión de tarado). Que según se indicó la razón por la que no se registraron los dos primeros disparos fue debida a una incorrecta posición del sensor LVDT que se instala en la válvula para permitir medir el desplazamiento del eje de la válvula y que inicia el registro del disparo. Que los representantes de la central manifestaron que los disparos los consideraron "no válidos" para dar cumplimiento al requisito "as found" por no tener evidencia objetiva del valor de los mismos, pero sin embargo no los consideraron incorrectos (disparo fuera rango aceptable), por lo que no efectuaron aumento de muestra. Que según se señaló, a dicha válvula se le realizó mantenimiento y la prueba "as left" antes de ser devuelta al servicio. Que de esta forma consideraban que se había cumplido el criterio de probar la muestra requerida de cada grupo de válvulas cada dos años, mínimo el 20% de la población. Que así mismo, consideraban cumplido el periodo entre pruebas definido en la carta de referencia CSN/C/DSN/03/65, que es que en ningún caso debe ser superior a los 6 años.



Que la Inspección señaló que esta incidencia debía ser documentada en el programa de acciones correctoras, a lo que los representantes de la central contestaron que ya habían emitido la acción correspondiente, referencia AR-2494. Que, según se manifestó, proponían incluir en el alcance de la próxima parada de recarga, PR2011, la prueba de esta válvula de manera adicional a las programadas según propuesta realizada en la carta de referencia NN/CSN/185/2002. Que la Inspección indicó que debía enviarse un informe justificativo sobre la prueba "as found" efectuada sobre la válvula SV-203-4A, en el que se reflejen las acciones realizadas sobre este asunto.

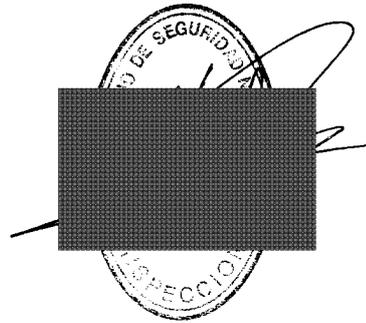
SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/09/586
Hoja 24 de 24

Que por parte de los representantes de C.N. Santa M^a de Garoña, se dieron las facilidades necesarias para la actuación de la Inspección.

Que con fin de que quede constancia de cuanto antecede, y a los efectos que señala la Ley 15/1980 de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, la ley 25/1964 sobre Energía Nuclear, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas y el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes y el Permiso referido, se levanta y suscribe la presente Acta, por triplicado en Madrid y en la sede del Consejo de Seguridad Nuclear, 13 de abril de dos mil ocho.



TRAMITE: En cumplimiento con lo dispuesto en el Artículo 45 del reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas antes citado, se invita a un representante autorizado de la C. N. Sta. M^a de Garoña para que con su firma, lugar y fecha, manifieste su conformidad o reparos al contenido del Acta.

COMENTARIOS EN HOJAS ADJUNTAS

Santander, 30 de Abril de 2009



Director de Ingeniería

COMENTARIOS AL ACTA DE INSPECCIÓN
REF. CSN/AIN/SMG/09/586

HOJA 1 DE 24 PÁRRAFO 5º

Respecto de las advertencias que el acta contiene en su hoja 1 de 24 párrafo 5º, sobre la posible publicación de la misma o partes de ella, así como sobre la pregunta que en tal sentido se formuló por el CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN) a los representantes de la instalación, se desea hacer constar expresamente que la respuesta dada a dicha pregunta debería ser completada en los siguientes términos:

- 1.- Que teniendo en cuenta el acuerdo 4 del Pleno del CSN de 18 de Julio de 2006 que ha sido divulgado recientemente 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 o restringido, y sólo podrá ser utilizada a los efectos de esta inspección, a menos que expresamente se señale lo contrario.

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.

- 2.- Que así mismo conforme al acuerdo nº 4 del pleno del CSN citado, queremos indicar que, sin perjuicio de lo manifestado en el punto anterior, la hipotética publicación en caso de ser procedente en los puntos concretos en que fuese aplicable, no podría realizarse hasta tanto la investigación estuviera plenamente concluida, habiéndose finalizado las fases de trámite y diligencia.

También deberá observarse por dicho CSN la experiencia piloto por parte de la OFIN a la que se refiere el punto 5 del acuerdo 4 indicado.

- 3.- Tratándose, como el propio CSN reconoce, de una iniciativa novedosa, la central solicita ser informada previamente antes de la publicación si ésta se llevase a cabo, a fin de poder participar en la misma, manifestando las observaciones que estime convenientes al efecto.

HOJA 2 DE 24 PÁRRAFO ÚLTIMO (SIGUE EN HOJA 3 DE 24)

Comentario:

Con respecto al valor CPS encontrado (50 mm) en el amortiguador del soporte SOP-SRV-B001 se hace constar que:

a) El procedimiento PMG-G-024 incluye un margen amplio de holgura en el límite aplicado al directo criterio del Inspector de la inspección visual, y a partir de dicho límite se traslada la evaluación de la aceptabilidad a Ingeniería. Específicamente el procedimiento indica para todos los tamaños y no solo para el señalado (3 ¼ x 5S):

“Se considerará válido el CPS cuando aplicado el desplazamiento térmico previsto a la extracción existente medida, quedan al menos 13 mm de recorrido de vástago en cualquier sentido para posicionarse totalmente insertado o extraído. Cuando se supere el límite establecido, deberá someterse el resultado a evaluación de Ingeniería.”

b) Revisado posteriormente a la Inspección señalada en el Acta el histórico del amortiguador instalado en dicha posición, Serie N° 22116, se verifica que todas las inspecciones documentan 50 mm el valor del CPS y

c) Según posterior informe de Ingeniería N° IE-00-043 se considera válido el CPS aún disponible tras aplicar los previstos desplazamientos de la línea soportada.

HOJA 3 DE 24 PÁRRAFO 2º

Donde dice:

"... se habían producido 2 desviaciones, una relacionada con el soporte SOP-HPCI-GU-X53, tipo guía consistente en que no pudieron verificarse las holguras de la guía como requiere el procedimiento, debido a que se encontraban inaccesibles por estar alojadas dentro de un pasamuros y, la otra, aplicable ..."

Debería decir:

"... se habían producido 2 desviaciones, una relacionada con el soporte SOP-GU-X53, tipo guía perteneciente al Sistema HPCI, el cual según el informe de inspección N° INF-2026C.94 se consideró que los topes 4º y 5º no cumplían con la holgura por lo que se requirió la evaluación de ingeniería, la otra, aplicable ..."

Al respecto se hace constar que el informe de ingeniería IE-00-043 establece que: *"las holguras de los topes se corresponden con el plano. El hecho de que en alguno sea nula es un simple apoyo pero no impide el desplazamiento"* y por tanto lo considera aceptable.

HOJA 3 DE 24 PÁRRAFO ÚLTIMO

Donde dice:

"..., así como la inspección por ultrasonidos (UT) de las áreas programadas de los riser de las bombas de chorro, si bien ..."

Debería decir:

"..., así como la inspección visual y por ultrasonidos (UT) de las bombas de chorro, si bien ..."

HOJA 4 DE 24 PÁRRAFO 3º

Donde dice:

"... según la revisión 13 (julio 2008) del Manual de Inspección en Servicio (MISI)."

Debería decir:

"... según la revisión 11 (octubre 2008) del Manual de Inspección en Servicio (MISI)."

HOJA 12 DE 24 PÁRRAFO PENÚLTIMO

Donde dice:

"Que el actual tarado de las válvulas establecido en 1400 psi +/- 3% de tolerancia permitido por ASME ..."

Debería decir:

"Que el actual tarado de las válvulas establecido en 1358 psi +/- 3% de tolerancia permitido por ASME ..."

HOJA 17 DE 24 PÁRRAFO 1º

Donde dice:

"Que se observó la existencia de unos defectos que no habían sido detectados anteriormente."

Debería decir:

“Que se observó la existencia de unos defectos que no habían sido detectados en inspecciones anteriores.”

HOJA 18 DE 24 PÁRRAFO 3º

Comentario:

A pesar del error en la tabla A9-1 del IG-00-019, que se va a subsanar, hasta la fecha no se han incumplido los requisitos de inspección de ASME XI.

HOJA 19 DE 24 PÁRRAFO 2º

Donde dice:

“usándose caracteres ... de 44 mil (1,12 mm) para el VT-1, ...”

Debería decir:

“usándose caracteres ... de 44 mil (1,12 mm) para EVT-1, ...”

HOJA 21 DE 24 PÁRRAFO 2º

Donde dice:

“Que en las otras áreas, DF-1 y MX-2, debido a su configuración sólo se pudo inspeccionar desde un lado de la soldadura, ...”

Debería decir:

“Que en las otras áreas, DF-1 y MX-2, debido a su configuración sólo se inspeccionó desde un lado de la soldadura, ya que el material del otro lado es acero moldeado y no requiere inspección, ...”

HOJA 22 DE 24 PÁRRAFO ÚLTIMO

Donde dice:

“Que los responsables del programa de internos de vasija manifestaron la intención de reflejar de forma detallada en el MISI dicho programa aprovechando una revisión del citado documento, si bien actualmente aún estaba en estudio como efectuarlo”

ANEXO A LA CARTA NN/CSN/115/2009

Debería decir:

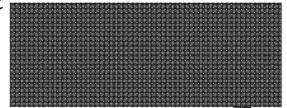
“Que los responsables del programa de internos de vasija manifestaron la intención de incluir en la aplicación informática del MISI las áreas de inspección de internos del reactor.”

Comentario: La inspección de internos del reactor ya forma parte del programa de inspecciones MISI.

Santander, 30 de Abril de 2009



p.a



Director de Ingeniería

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

DILIGENCIA

En relación con los comentarios formulados en el "Trámite" del Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/586, de fecha 13 de abril de 2009, correspondiente a la inspección realizada en la Central Nuclear de Santa María de Garoña los días 11, 12, 13, 17 y 18 de marzo de 2009, el Inspector que la suscribe declara:

Hoja 1 de 24 párrafo 5º: Se acepta el comentario, haciendo notar que no es responsabilidad del inspector.

Hoja 2 de 24 párrafo último (sigue en hoja 3 de 24): Se acepta el comentario, si bien lo expresado es para facilitar información posterior a la inspección.

Hoja 3 de 24 párrafo 2º: Se acepta el comentario, aunque facilita información posterior a la inspección.

Hoja 3 de 24 párrafo último: Se acepta el comentario.

Hoja 4 de 24 párrafo 3º: Se acepta el comentario.

Hoja 12 de 24 párrafo penúltimo: Se acepta el comentario.

Hoja 17 de 24 párrafo 1º: Se acepta el comentario.

Hoja 18 de 24 párrafo 3º: Se acepta el comentario.

Hoja 19 de 24 párrafo 2º: Se acepta el comentario.

Hoja 21 de 24 párrafo 2º: Se acepta el comentario.

Hoja 22 de 24 párrafo último: No se acepta el comentario, dado que si bien es cierto lo que se indica en él, que se manifestó la intención de incluir en la aplicación informática del MISI todas las áreas de internos, lo expresado por la Inspección en el acta refleja lo que se entendió durante la inspección, que es que además de realizar el programa completo de áreas a inspeccionar, se incluiría en el MISI, más detalladamente de lo que se refleja actualmente, los aspectos relativos a los programas de inspecciones de internos, como la frecuencia de inspección, tipo de examen de internos, etc.

Madrid, 7 de mayo de 2009

Fdo.:

Inspector CSN