

## ACTA DE INSPECCION

D<sup>a</sup>. [REDACTED], D. [REDACTED], D. [REDACTED], D. [REDACTED] y  
D<sup>a</sup>. [REDACTED] Inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN),

**CERTIFICAN:** Que los días 12, 13, 14, 15 y 16 de diciembre de 2011 se personaron todos ellos, con excepción de D. [REDACTED] que se personó solo los días 12, 13, 14 y 15 de diciembre de 2011, en la C.N. Santa María de Garoña para llevar a cabo la inspección del Plan Base de Inspección (PBI) del CSN correspondiente al procedimiento PT.IV.218 "Bases de diseño de componentes", rev.1, vigente.

Que de los mencionados Inspectores, D<sup>a</sup>. [REDACTED] es especialista en Sistemas, D. [REDACTED] es especialista en Inspección en Servicio, D. [REDACTED] es especialista en Factores Humanos, D. [REDACTED] es especialista en Análisis Probabilista de Seguridad (APS) y D<sup>a</sup>. [REDACTED] es Jefe de Proyecto en el CSN de la C.N. Santa María de Garoña.

Que la inspección se centró en diversas situaciones en parada relativas al fallo del operador al realizar el aislamiento del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD), a la pérdida de la instrumentación de nivel de la vasija, al fallo del operador al realizar la puesta en servicio del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) y al fallo del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) por fallo de sus propios componentes.

Que el día 12 de diciembre de 2011, antes de iniciar la inspección, se mantuvo una reunión con el titular durante la cual se le expusieron el objeto y el programa de la misma.

Que el día 16 de diciembre de 2011, para finalizar la inspección, se recapitularon al titular los temas importantes y los indicios de hallazgos identificados durante el transcurso de la Inspección.

Que por parte del titular la Inspección fue atendida por D. [REDACTED] Director de Licenciamiento y Combustible, D. [REDACTED], perteneciente a la Dirección de Licenciamiento y Combustible, D. [REDACTED], perteneciente a la Dirección de Licenciamiento y Combustible y D<sup>a</sup>. [REDACTED], perteneciente a la Dirección de Ingeniería de Planta, así como, otros técnicos de la Organización del titular, en función de los temas que se fueran a tratar.

Que, previamente al inicio de la inspección, los representantes del titular fueron advertidos de 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 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 ser no publicable por su carácter confidencial o restringido.

**Que referente a las bases de diseño de los sistemas relacionados con el objeto de la inspección y su consistencia con los documentos de la planta las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD)

Que en lo relativo a las bases de diseño del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) la Inspección solicitó a los representantes del titular el documento de diseño dónde estuvieran especificados los principales valores del sistema.

Que a este respecto los representantes del titular mostraron la Especificación de Diseño de General Electric, documento nº 257HA552AD, rev. 2 (marzo de 1969). Que a partir de dicho documento la Inspección pudo comprobar que el caudal de diseño del CUD, 380900 lb/h (48 kg/s), era coherente con el señalado en el Estudio de Seguridad, apartado 5.4.7.1.2, igual a 47,8 kg/s.

Que la Inspección solicitó a los representantes del titular el documento de diseño de las tuberías y soportes del CUD, con objeto de verificar los distintos tramos de presión y temperatura definidos para el mismo.

Que los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección la especificación nº CNN-N1-P1 (mayo de 1967) relativa a los valores de diseño de tuberías y soportes de diversos sistemas, entre ellos el CUD. Que según esta referencia, las tuberías de acero inoxidable del CUD fueron diseñadas en base a dos valores de Presión/Temperatura, 1250 psig/575 °F y 150 psig/250 °F (SS-1 y SS-2 respectivamente, según la nomenclatura de los P&ID).

Que por otra parte, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el Isométrico CUD-5-2/4 dónde se representaba el cambio de especificación de tubería tras la válvula reductora de presión PCV-1217, en particular, a partir de las válvulas 1201-34/35. Que las condiciones de diseño para la temperatura cambiaban de 575 °F a 150 °F, valor este último no referido en la especificación nº CNN-N1-P1 anteriormente señalada.

Que asimismo en el P&ID nº 728E974/1 correspondiente al CUD, se indicaba en la Nota 1 que los valores de temperatura de diseño eran 150 °F y 575 °F.

Que adicionalmente los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el Isométrico CUD-16 correspondiente a los tramos de tubería aguas arriba de las bombas principales, donde se podía apreciar un nuevo cambio de especificación de temperatura consistente en una transición de 250 °F a 575 °F. Que el valor de rango inferior, 250 °F, era consistente con la especificación nº CNN-N1-P1 pero no con el isométrico CUD-5-2/4 ni con el P&ID 728E974/1 anteriormente referidos.

Que por otra parte en el P&ID 728E974/1 se observaba que la especificación aplicable a los tramos de tubería aguas abajo del subsistema de desmineralización era la "SS-2", mientras que en la línea de descarga al condensador o al sistema de tratamiento de residuos (RW), tras el orificio restrictor RO-1224, la especificación resultaba ser la "SS-1" sin estar representada gráficamente dicha transición.

Que en lo que respecta al Estudio de Seguridad, en el apartado 5.4.7.1.2 se indicaba como presión de diseño del sistema 87,9 kg/cm<sup>2</sup> (1250 psig), sin especificar ningún otro valor de presión aplicable al sistema.

Que asimismo en la figura 5.4-13 del Estudio de Seguridad "Diagrama de procesos del sistema de purificación del agua del reactor" se representaba la purga al condensador o al sistema de tratamiento de residuos (RW) aguas abajo de las bombas principales, cuando en la actualidad esta purga se realiza desde una línea que parte aguas arriba del punto de succión.

Que la Inspección procedió asimismo a verificar los datos de diseño de las bombas principales y auxiliar del CUD.

Que a tal efecto la Inspección comprobó que en la Especificación de Diseño del sistema (nº 257HA552AD, rev. 2), se indicaba un caudal de diseño de las bombas principales de 400 gpm, coherente con el referido en el Estudio de Seguridad (apartado 5.4.7.1.2) para estos equipos (87,4 m<sup>3</sup>/h = 385 gpm).

Que asimismo, el caudal de diseño de la bomba auxiliar (800 gpm) referido en la anterior Especificación, era coherente con el caudal de diseño del sistema según el Estudio de Seguridad (apartado 5.4.7.1.2), de 47,8 kg/s (equivalente a 757,6 gpm).

Que adicionalmente los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el documento de diseño de General Electric nº 21A1033 rev. 1 (marzo de 1968) correspondiente a las bombas, en el cual se indicaba un caudal a plena potencia de 400 gpm y una temperatura de diseño (agua) de 150 °F.

Que en cuanto a la presión de diseño de las bombas principales, el documento nº 21A1033 indicaba un presión en la succión de 150 psig y en la descarga de 1250 psig, coherentes con los valores de diseño de las tuberías adyacentes.

Que asimismo en el documento nº 21A1033 se establecía como altura desarrollada por las bombas principales, para el caudal a plena potencia, 2630 pies (80 kg/cm<sup>2</sup>), valor similar a la presión del reactor a plena potencia.

Que en el mismo documento se indicaba que el NPSH disponible del sistema era 75 pies a 150 °F.

Que con objeto de contrastar los valores de caudal, presión de diseño y NPSH de las bombas con los de la curva característica, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección la Hoja de Datos de las bombas, documento nº 270835/5 (octubre de 1969). Que en dicha curva se comprobó que efectivamente para un caudal de 400 gpm, la altura desarrollada era del orden de 2600 pies. Que adicionalmente se comprobó que para el punto de diseño anterior, el NPSH requerido (aproximadamente 15 pies) era inferior al NPSH disponible (75 pies).

Que asimismo los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el documento de diseño de General Electric nº 21A1032 rev.2 (abril de 1968) correspondiente a la bomba auxiliar del sistema, en el cual se indicaba un caudal a plena potencia de 800 gpm y una temperatura de diseño (agua) de 575 °F, coherente con el valor de diseño de las tuberías señalado en la especificación nº CNN-N1-P1.

Que en cuanto a la presión de diseño de la bomba auxiliar, el documento nº 21A1032 indicaba un valor de 1250 psig, coherente con el valor de diseño de las tuberías adyacentes.

Que en este mismo documento se establecía como altura desarrollada por la bomba auxiliar, para el caudal a plena potencia, 380 pies (11,6 kg/cm<sup>2</sup>), ya que esta bomba entra en funcionamiento a bajas presiones.

Que en el mismo documento se indicaba que el NPSH disponible del sistema era 14 pies.

Que con objeto de contrastar los valores de caudal, presión de diseño y NPSH de las bombas con los valores de la curva característica, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección la curva de ref.<sup>a</sup> 26901 (junio de 1969), en la que se comprobó que efectivamente para un caudal de 800 gpm, la altura desarrollada era del orden de 380 pies. Que adicionalmente se comprobó que para el punto de diseño anterior, el NPSH requerido (aproximadamente 10 pies) era inferior al NPSH disponible (14 pies).

Que la Inspección solicitó a los representantes del titular los documentos de diseño correspondientes a la válvula reductora de presión del sistema CUD, PCV-1217, la cual fue sustituida en el año 2007 según la OT-MM-34445, debido a que la misma presentaba un histórico de fallos en el control de la presión.

Que no obstante, la especificación técnica de la nueva válvula fue emitida en el año 1998, según documento nº IM-50/09(1200) rev.1, posponiéndose su instalación. Que el documento referido fue mostrado y entregado a la Inspección, comprobándose en el mismo que la presión de diseño de la válvula era de 1250 psig y la temperatura de diseño 575 °F, ambos valores consistentes con los valores de presión y temperatura existentes en esa parte del sistema.

Que en el mismo documento IM-50/09(1200) se especificaban los datos operativos de la válvula, siendo los valores correspondientes a operación normal  $68 \text{ kg/cm}^2$  como presión de entrada y  $6 \text{ kg/cm}^2$  como presión de salida, valor este último coherente con lo especificado en el apartado 5.4.7.2 del Estudio de Seguridad.

Que tal y como se explicaba en este documento IM-50/09(1200), la nueva válvula debía ser capaz de ejercer su función reductora con un caudal normal de operación de 220 gpm (14 l/s), en lugar de los 770 gpm del diseño original. Que en el transcurso de la Inspección los representantes del titular realizaron un cálculo justificativo de que con el nuevo caudal la válvula tendría un grado de cierre de aproximadamente un 14 %.

Que en lo que respecta a los cambiadores de calor del CUD, los representantes del titular indicaron que todos ellos fueron sustituidos en el año 1996 (regenerativos y no regenerativos), de acuerdo con el cambio de diseño CD-265, debido fundamentalmente a una fuga evidenciada en el cambiador regenerativo 1203-B que alertó sobre la integridad mecánica de los tubos. Que este cambio supuso pasar de tres cambiadores regenerativos a cuatro, y de dos cambiadores no regenerativos a un único cambiador de este tipo.

Que con objeto de comprobar la capacidad operativa de los nuevos cambiadores, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección la Especificación de Diseño de estos equipos, documento de [REDACTED] de referencia DR 12388 de mayo de 1995.

Que en este documento figuraba como criterio de diseño del cambiador no regenerativo una temperatura de entrada de agua en el lado tubos de  $173 \text{ }^\circ\text{F}$  y de salida de  $120 \text{ }^\circ\text{F}$ , dato este último coherente con lo referido en el apartado 5.4.7.2 del Estudio de Seguridad, con relación a este equipo.

Que asimismo se comprobaron en dicho documento los datos de diseño correspondientes a los cambiadores de calor regenerativos (1203 A/B/C/D), consistentes en una temperatura de entrada del agua (al primer cambiador) de  $528 \text{ }^\circ\text{F}$  y una temperatura de salida (del cuarto cambiador) de  $173 \text{ }^\circ\text{F}$ , temperatura esta última coherente con la ya referida de entrada al cambiador no regenerativo (estos equipos están en serie).

Que por otra parte, se procedió a comprobar la lógica de aislamiento del sistema tomando como muestra la válvula motorizada de aislamiento dentro del pozo seco, MOV-1201-2, y en particular la señal de cierre por muy bajo nivel en la vasija del reactor (-142 cm).

Que a tal efecto los representantes del titular mostraron a la Inspección los diagramas lógicos correspondientes (lógica de aislamiento del grupo 3B), verificándose a modo de ejemplo que efectivamente el motor de la válvula recibía señal de cierre por muy bajo nivel, detectado en uno de los transmisores de nivel en la vasija del reactor, LT-263-82C.

Que la Inspección preguntó el motivo de no incluir las válvulas correspondientes a la tubería de descarga de la válvula de seguridad 1202-36 del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) hasta la cámara de supresión, clasificada como clase nuclear 2, en el programa de pruebas de válvulas definido en el capítulo 9 del Manual de Inspección en Servicio (MISI). Que las válvulas son la RV-1201-36, mencionada anteriormente, y la válvula de retención CHKV-1201-83. Que los representantes del titular indicaron que ambas válvulas están consideradas como válvulas de aislamiento fuera de contención (válvula de retención y válvula de alivio en flujo inverso), y están exentas de pruebas de fugas tipo C de Apéndice J del 10 CFR 50, debido a que se concede crédito al sellado proporcionado por el agua de la cámara de supresión, tal como indica el documento NEI-94-01 capítulo 6.0. Que esta justificación se encuentra recogida en el informe presentado como respuesta a la Instrucción Técnica Complementaria (ITC) correspondiente a la aplicación de la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC), pág. 1.4-1 del anexo 2.2.5-1. Que la Inspección indicó que esta justificación es aplicable, únicamente, a la prueba relativa a la verificación de la función de aislamiento de la contención. Que, en el caso de la válvula de retención, de clase nuclear 2, el código ASME-OM (edición 95 Adenda 96) requiere la realización de una prueba de accionamiento, además de la prueba de fugas, por lo que la Inspección señaló que debería incluirse en el programa del MISI de algún tipo de prueba con el fin de cumplir los requisitos del código.

Que en relación con la válvula de seguridad, los representantes del titular indicaron que esta válvula realiza una función de sobrepresión sobre una línea de no clase, por lo que no consideran que deba estar incluida la prueba de verificación de tarado de esta válvula en el programa de pruebas del Manual de Inspección en Servicio (MISI). Que la Inspección preguntó si esta válvula está incluida en un programa de pruebas convencional en el que se verifique el estado de la válvula y la operabilidad de la misma. Que, según expusieron los representantes del titular, esta válvula tiene asignado un trabajo programado, de referencia TP-MM-06308, mediante el que se realiza la gama de mantenimiento GM-MM-991, rev. 2.

Que la Inspección preguntó la razón por la que a la válvula V-1201-5, utilizada como interfase de clase 2 y no clase según el PI&D 728E974/1, no se le realiza ningún tipo de prueba de actuación. Que los representantes del titular señalaron que esta válvula no realiza ninguna función de seguridad. Que la razón del límite de clase en esta válvula ha sido mantener dicho límite de clase igual que cuando esta válvula era motorizada.

Que la Inspección solicitó información sobre las actuaciones que se realizan para verificar el estado operacional de la bomba auxiliar B-1206 y de la válvula de retención CHKV-1201-6. Que los representantes del titular indicaron que existe un trabajo programado, TP-MM-00030, por el que se realiza una revisión general de la bomba cada 8 años, así como otro de revisión general aplicable a la válvula de retención cada 6 años. No se aportó ningún tipo referencia o documento en relación con este último aspecto.

Que la Inspección preguntó por la función de la válvula MOV-1201-268 situada en la línea de drenaje de la vasija del reactor, de clase nuclear 1. Que los representantes del

titular manifestaron que dicha válvula se utiliza, exclusivamente, en parada para permitir la limpieza de las tuberías, no dispone de ninguna señal de aislamiento ni tiene asignada ninguna función de seguridad. Que de acuerdo al código ASME-OM esta válvula se encuentra excluida de pruebas por ser usada únicamente por conveniencia de operación.

#### Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC)

Que en lo que respecta al Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC), la Inspección procedió a revisar ciertos aspectos del Documento de Bases de Diseño (DBD-37 rev. 4) y capítulo correspondiente del Estudio de Seguridad (5.4.6).

Que en particular, la Inspección señaló que el SHC tiene como funciones auxiliares el calentamiento del agua del reactor durante el arranque y el apoyo al sistema de enfriamiento de la piscina de combustible irradiado en ciertas circunstancias operativas.

Que consecuentemente, dichas funciones deberían estar reflejadas tanto en el DBD-37 (apartado 2.2) como en el Estudio de Seguridad (punto 5.4.6.1), comprometiéndose los representantes del titular a completar dichos documentos en el sentido apuntado por la Inspección.

Que asimismo la Inspección solicitó aclaración a los representantes del titular sobre la nota del apartado 2.3.2 en la que se excluye del alcance del DBD la función del SHC de calentamiento del agua del reactor durante el arranque. Que al respecto los representantes del titular señalaron que dicha función nunca había sido empleada y que no se preveía su utilización, comprometiéndose en cualquier caso a encontrar una redacción alternativa que fuera más aclaratoria en el sentido indicado.

Que la Inspección señaló a los representantes del titular que en el DBD no se hacía referencia explícita a la capacidad del SHC de mantener la condición de parada fría haciendo uso de un único lazo, lo cual sin embargo sí era mencionado en el apartado 5.4.6.2 del Estudio de Seguridad. Que los representantes del titular, al respecto, se comprometieron a incluir esta información en una próxima revisión del documento.

Que en relación con el apartado 3 "Regulación y normativa" del DBD, la Inspección señaló que no se hacía referencia a la normativa aplicable a la central sobre la gestión del envejecimiento ni a la Regla de Mantenimiento. Que asimismo en el apartado 3.2 "Requisitos de licenciamiento" del sistema, no se hacía mención al Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) dentro del alcance del cual está este sistema. Que en este sentido, los representantes del titular se comprometieron a completar la información de estos apartados en una próxima revisión del documento.

Que la Inspección señaló a los representantes del titular que en el apartado 4.3.6 del DBD no se hace referencia a la señal de aislamiento de la contención aplicable a las válvulas MOV-1001-1/2A/2B/5, por alta temperatura en la aspiración del sistema de recirculación, tal y como sí aparece en el apartado 5.4.6.2 del Estudio de Seguridad. Que en este sentido, los representantes del titular se comprometieron a incluir esta información en una próxima revisión del documento.

Que la Inspección solicitó a los representantes del titular la comprobación de lo descrito en el punto 4.1.6 del DBD, sobre parámetros de diseño mecánico del sistema.

Que a tal efecto y a modo de ejemplo se verificó mediante el isométrico ISO-SHC-1 que los tramos de tuberías aledaños a la válvula MOV-1001-1 de aislamiento interior de la contención primaria, tenían una presión de diseño de 1250 psig y una temperatura de diseño 575 °F, ambos valores coherentes con lo especificado en el DBD.

Que asimismo, la Inspección procedió a comprobar los datos de diseño referidos en los apartados 4.1.1 y 4.1.2 del DBD, relativos a las bombas del SHC. Que para tal fin los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección la Hoja de Datos de las bombas, documento de General Electric de ref.<sup>a</sup> 21A5764 rev.0 (octubre de 1966), dónde se podía verificar que el caudal de diseño era de 3500 gpm y la altura desarrollada por la bomba de 150 ft, coincidentes ambos valores con los incluidos en el DBD.

Que con objeto de corroborar los valores anteriores en la curva de la bomba, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el documento de ref.<sup>a</sup> 420/03 del fabricante [REDACTED] (mayo de 1968), dónde se comprobó el punto de funcionamiento de diseño anteriormente señalado, así como el punto de funcionamiento cuando el sistema se alinea para dar apoyo al sistema de enfriamiento de la piscina de combustible gastado (FPC) que igualmente fue verificado (283,8 m<sup>3</sup>/h y 54 m.c.a.).

Que en lo que respecta a los cambiadores del SHC, la Inspección procedió a comprobar lo referido en el apartado 4.1.3 del DBD, esto es, que dichos equipos son capaces de reducir la temperatura del agua del reactor desde 177 °C hasta 51,7 °C en las 24 horas siguientes a la inserción de las barras de control, siendo capaces de mantener posteriormente la temperatura alcanzada.

Que para tal fin los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el documento de ref.<sup>a</sup> IM-10/73 rev. 1 de fecha 4/4/2003, "Análisis de la capacidad de intercambio térmico de los intercambiadores del Shut Down", en el cual se incluía como parte del análisis valores reales de caudales y temperaturas (entrada y salida al cambiador) del agua del reactor, fruto de una toma de datos realizada durante la recarga inmediatamente anterior a la fecha del informe. Que de la revisión de los valores registrados se concluía que con el SHC en funcionamiento se alcanzaba en aproximadamente dos horas una temperatura en el agua del reactor inferior a los 51,7 °C referidos en el DBD.

Que en relación con el punto 4.2 del DBD relativo a requisitos eléctricos, la Inspección comprobó, mediante los CWD-850 y 851 mostrados por los representantes del titular, que tal y como consta en el DBD las bombas del sistema se alimentaban de divisiones eléctricas independientes (SWGR-E2-5D-4A y SWGR-E2-5C-5D) y que en caso de pérdida de energía eléctrica exterior se alimentarían de corriente alterna de emergencia, y sus lógicas de corriente continua.

Que la Inspección comprobó igualmente mediante los CWD mostrados por los representantes del titular (CWD-852, 853, 854 y 857), que la válvula de aislamiento

interior a la contención primaria (MOV-1001-1) se alimentaba de corriente alterna (SWGR-E2-7E-5D), y las exteriores a la contención primaria (MOV-1001-2A/B y 5) de corriente continua (SWGR-E3-5Q-1A/2A y SWGR-E2-7E-7K respectivamente).

Que en lo que concierne al Estudio de Seguridad la Inspección indicó que en el apartado 5.4.6.1 se listaban las funciones del SHC, pero no se resaltaba cuál de ellas era la relacionada con la seguridad, comprometiéndose los representantes del titular a completar el apartado en el sentido mencionado por la Inspección.

Que adicionalmente la Inspección señaló que en el apartado 5.4.6.2 del Estudio de Seguridad se hacía referencia al punto de descarga del SHC (retorno del sistema) indicándose que éste se encuentra en el lazo A de recirculación cuando en realidad la descarga se conecta al lazo B del Sistema de Inyección a Baja Presión (LPCI), comprometiéndose los representantes del titular a corregir este punto en una próxima revisión del documento.

Que la Inspección comentó a los representantes del titular que en el apartado 5.4.6.3 del Estudio de Seguridad se remitía al apartado 7.7.1.14.3.4 para la descripción de los enclavamientos del SHC y que en dicho apartado no se aportaba información al respecto, aclarando los representantes del titular que se trataba de una errata que sería corregida en una próxima revisión del documento, siendo el apartado correcto el 7.7.1.13.3.4.

Que en relación con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS) aplicables al SHC, la Inspección preguntó a los representantes del titular la razón existente para que en Condición 4 (CLO 3.4.9), en caso de que uno o los dos lazos del SHC estuvieran inoperables, no era requerida como acción inmediata la iniciación de acciones para restablecer la operabilidad de el(los) lazo(s) inoperables, acción que sí era requerida en Condición 3 (CLO 3.4.8). Que al respecto, los representantes del titular indicaron que dichas acciones eran las estándar para las centrales BWR similares a la C.N. Santa María de Garoña, pero que no obstante realizarían las averiguaciones correspondientes para dar una explicación técnica a la cuestión planteada.

Que la Inspección preguntó a los representantes del titular por el requisito que establecen los puntos B3.4.8 y B3.4.9 de las Bases de las ETFMS relativo a la necesidad de disponer de métodos alternativos de evacuación del calor residual, en caso de inoperabilidad de alguno de los lazos del SHC (tantos como lazos inoperables). Que la Inspección indicó que, según las citadas Bases, la capacidad de estos métodos alternativos debe ser garantizada mediante verificación por cálculo o demostración.

Que al respecto los representantes del titular indicaron que el sistema alternativo a utilizar en tal escenario sería el LPCI (Sistema de Inyección a Baja Presión), ya que tiene capacidad sobrada para cumplir con la función de evacuación del calor residual. Que no obstante, no contaban con un análisis formal en el que se analizara la capacidad de éste u otros sistemas como alternativa al SHC en caso de indisponibilidad.

Que en particular, para el SHC la Inspección procedió a comprobar que el Sistema de Refrigeración en Circuito Cerrado del Edificio del Reactor (RBCCW) tenía capacidad para llegar a los cambiadores del SHC con el caudal y temperaturas establecidas en el apartado 4.1.3 del DBD-37.

Que en este sentido la Inspección verificó que en el apartado 4.1.1 del DBD-053 correspondiente al RBCCW, se señalaba un valor de 32,78 °C para la temperatura del agua enfriada de este sistema, inferior a los valores de 33,33 °C y 29,4 °C requeridos en los cambiadores de SHC para extraer la carga térmica. Que al realizar el RBCCW una distribución de agua enfriada en paralelo para los distintos sistemas a los que suministra, la temperatura anteriormente indicada no sufre prácticamente variación hasta que alcanza los cambiadores del SHC.

Que asimismo en dicho documento DBD-053 rev.3, se especificaba que el caudal a cada intercambiador del SHC era de 352 m<sup>3</sup>/h (1550 gpm), que efectivamente correspondía con el señalado en el DBD-37, de entrada al lado carcasa de los cambiadores del SHC.

Que en relación con la Tabla 3.3.2-20 del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE), rev. 4, correspondiente al Resumen de la Evaluación de la Gestión del Envejecimiento del SHC, la Inspección preguntó a los representantes del titular por el ambiente externo aplicable a la placa de los cambiadores de calor (agua desmineralizada), respondiendo por su parte que se trataba de una errata y que realmente el ambiente era "agua desmineralizada (sistema RBCCW)".

Que adicionalmente los representantes del titular indicaron que aunque en este caso el ambiente no estaba bien definido, los mecanismos de envejecimiento que aparecían en la tabla eran los correctos y que la ausencia del mecanismo "corrosión por picaduras" se debía a que por el espesor de la placa este tipo de corrosión se consideraba despreciable.

Que la Inspección preguntó si no deberían estar incluidas las válvulas localizadas en la parte de clase 2 del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) en el programa de pruebas de válvulas del Manual de Inspección en Servicio (MISI), de igual forma que lo están otras, como las válvulas de seguridad instaladas en el lado tubos de los intercambiadores, u otras áreas, tales como soldaduras, soportes, etc. en otros tantos programas definidos en el Manual de Inspección en Servicio (MISI), programa de ENDs de clase 2, soportes, prueba de presión, etc. Que los representantes del titular indicaron que estas líneas se han clasificado como clase nuclear 2, no porque realicen una función de seguridad, sino por mejorar la fiabilidad de estas líneas al ser interfase mecánica con la barrera de presión. Que en relación con esto, la Inspección comprobó el documento de referencia LL-10-072, en el que se identifican los sistemas con función de seguridad. Que con el fin de asegurar la integridad estructural de estas líneas, se han incluido inspecciones de soldaduras en tuberías, inspecciones de soportes, pruebas de presión y pruebas de tarado en válvulas que realizan la función de protección contra sobrepresiones.

Que la Inspección solicitó información sobre el alcance del programa de vigilancia de la estanqueidad de los haces tubulares de los intercambiadores de calor indicado en el

apartado 3.2 del documento de bases de diseño del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC), de referencia DBD-37, rev. 4.

Que los representantes del titular mostraron la carta mediante la cual enviaron al CSN el estudio correspondiente a los fallos de tubos de cambiadores de calor del SHC (punto V-10A del SEP) que posteriormente fue incorporado en la condición 17 del Permiso de Explotación Provisional (PEP) de 1984. Que el plan de inspección se encuentra reflejado en el capítulo 12 del MISI. Que dicho plan se realiza de acuerdo con los trabajos programados, TP-MM-89 y TP-MM-90, correspondientes a cada cambiador. Que dicho TP se ejecuta cada 8 años, mediante la gama de mantenimiento GM-IP-1021 rev. 0. Que según indicaron los representantes del titular el plan consiste en inspeccionar el 100% de los tubos en servicio por corrientes inducidas. Que los tubos que igualen o superen el 80% de pérdida de espesor requieren ser taponados. Que el procedimiento de taponado de tubos tiene la referencia PMM-C-013, rev. 1.

Que la Inspección preguntó si existe un criterio de aceptación que limite el número de tubos fuera de servicio para asegurar el mantenimiento de la capacidad térmica requerida por diseño, a lo que los representantes del titular mostraron un documento de ingeniería en el que se determina la pérdida de capacidad de los intercambiadores del SHC (CMB-1003-A/B) debido a la reducción de la superficie útil de intercambio como consecuencia del taponado de tubos de la última inspección realizada en 2003, ref IM-0/73.

Que en relación con el apartado 3.3 del DBD-37, en el cual se referencian las normas de la industria aplicables, los representantes del titular adquirieron el compromiso de completar dicho apartado incluyendo la referencia al código ASME-OM como aplicable en las pruebas de componentes del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC).

#### Instrumentación de nivel y potenciales drenajes

Que desde el punto de vista de la acción humana de posible drenaje inadvertido de la vasija del reactor en otros modos de operación diferentes a plena potencia, objeto de la inspección, la Inspección preguntó por los datos de las alturas o cotas (que se traducirán en niveles posibles del agua) de la vasija del reactor, de la cavidad de recarga, de la piscina de combustible gastado y de estos tres elementos entre sí; así como por la instrumentación de nivel disponible en la Sala de Control para supervisar la situación de dichos niveles de agua en cada momento y en cada elemento.

Que el titular dispone de planos oficiales detallados de las diferentes alturas o cotas de nivel en la vasija del reactor, en los que se representa la instrumentación de nivel de la vasija y sus rangos correspondientes, tales como por ejemplo el documento 728E924/2: "Instrumentación de nivel" (Rev. 8); en el que se representa esta instrumentación de forma aislada para la vasija del reactor.

Que en la fecha de la inspección, los representantes del titular no disponían de planos oficiales equivalentes al anterior, en los que se represente conjuntamente la vasija del reactor, la cavidad de recarga y la piscina de combustible gastado, con sus principales

elementos constructivos y cotas y con la instrumentación de nivel disponible, rangos, alimentaciones eléctricas, etc.

Que en respuesta a las preguntas de la Inspección, los representantes del titular diseñaron un esquema de cotas con este propósito durante la inspección, derivando las cotas correspondientes y relaciones a partir de datos de los diferentes documentos oficiales de la central.

Que los representantes del titular manifestaron a la Inspección que estaba previsto desarrollar documentos oficiales que den respuesta a esta necesidad de establecer las relaciones entre las cotas físicas y la instrumentación disponible en la vasija, cavidad de recarga y piscina de combustible gastado.

Que el cero de la instrumentación de nivel en la vasija no coincide con el cero de la instrumentación de nivel en la piscina de combustible gastado, si bien para llegar a esta conclusión hubo de realizarse un cálculo durante la inspección, estimándose que el cero de la instrumentación de nivel de la vasija se encuentra aproximadamente 39,2 cm por encima del cero de la instrumentación de nivel de la piscina (este 0 de la instrumentación de la piscina coincide con el fondo de la misma).

Que, en base a la información aportada por los representantes del titular, con respecto al 0 de la instrumentación de nivel de la vasija del reactor, algunas cotas representativas serían, a expensas de confirmación posterior: TAF (- 3,396 m); CLO 3.9.6 (3,614 m); altura máxima del fondo del canal de transferencia desde la cavidad de recarga a la piscina de combustible gastado (4,238 m); brida de la vasija (4,242 m); rango máximo de indicación de la instrumentación de nivel de inundación de vasija (6,3 m); cota superior de la tapa de la vasija (7,036 m); CLOs 3.5.2, 3.9.7, 3.9.8 y 3.9.9 (10,814 m); rebosaderos de la cavidad de recarga y, por tanto, nivel normal de inundación de la cavidad de recarga en recarga (11,164 m); suelo de la planta de recarga (11,414 m).

Que, así mismo, en base a la información aportada por los representantes del titular, con respecto al 0 de la instrumentación de nivel de la piscina de combustible gastado, algunas cotas representativas serían, a expensas de confirmación posterior: TIF (4,442 m); altura máxima del fondo del canal de transferencia desde la cavidad de recarga a la piscina de combustible gastado (4,63 m); rango mínimo de indicación de la instrumentación de nivel en piscina (9,531 m); CLO 3.7.8 (11,25 m); nivel normal de agua en piscina (11,45 m); rango máximo de indicación de la instrumentación de nivel en piscina (11,731 m); suelo de la planta de recarga (11,806 m).

Que la indicación de nivel de inundación de la vasija del reactor consta de dos indicadores en la Sala de Control, el LI-263-101-A del panel 904 "Nivel inundación vasija cerrada", de rango [-170 cm, + 630 cm] y el LI-263-101-B del panel 904: "Nivel inundación vasija abierta", de rango [-170 cm, + 630 cm]. Ambos cuelgan de alimentación eléctrica Esencial de tren A.

Que en las paradas de recarga, durante la maniobra de retirada de la tapa de la vasija (de igual manera que en el proceso inverso de colocación de la misma al final de la recarga) se pierden, durante aproximadamente media hora, estos dos canales de nivel de

inundación de vasija. Los representantes del titular señalaron que esa maniobra que se considera relevante, está precedida de una reunión preparatoria del trabajo celebrada en la Sala de Control y, durante ese tiempo, no está permitido al Turno de Operación la realización de ninguna maniobra de drenaje o movimiento de los niveles del agua del refrigerante.

Que no existe instrumentación de nivel de agua en la cavidad de recarga, de tal forma que el Turno de Operación no dispone de una lectura directa de la misma en la Sala de Control, especialmente cuando la cavidad de recarga está aislada de la piscina de combustible gastado. Los representantes del titular señalaron que se dispone de una regleta metálica, con escala numérica de cotas, de unos 7 metros de altura, que se coloca adosada a la pared de la cavidad de recarga (desde el suelo de la cavidad hasta el suelo de la planta de recarga). Mediante una cámara de televisión ubicada en la planta de recarga y con control remoto desde la Sala de Control, el Operador de Reactor puede enfocar a la regleta y, en su monitor de Sala de Control, observar la altura del agua en la cavidad. Los representantes del titular señalaron que, cuando la cavidad de recarga está llena, la cámara suele estar enfocada para verificar que la superficie del agua está a la altura de los rebosaderos.

Que con la cavidad de recarga llena y comunicada con la piscina de combustible gastado, el nivel de agua, si está en rangos normales, se puede verificar a través de la instrumentación de nivel de piscina.

Que la instrumentación de nivel de la piscina de combustible gastado con indicación disponible en la Sala de Control consta de un solo indicador de nivel, el LI-1901-12 del panel 904, que cuelga de alimentación eléctrica Esencial de tren B, de rango [+ 9,531 m, + 11,731 m].

Que, por tanto, con la piscina de combustible aislada de la cavidad de recarga, el nivel mínimo de agua que puede leer el Turno de Operación desde la Sala de Control es + 9,531 m.

Que, por tanto, con la piscina de combustible comunicada con la cavidad de recarga, el rango de niveles entre el máximo de la instrumentación de nivel de la vasija [+ 6,30 m, con respecto al 0 de instrumentación de vasija] y el mínimo de la instrumentación de nivel de la piscina de combustible gastado [+9,531 m, con respecto al 0 de la instrumentación de piscina], esto es, un rango de unos tres metros, carece de instrumentación de indicación directa de nivel en la Sala de Control.

Que, en lo que concierne a las prácticas habituales en relación al seguimiento de estos niveles, los representantes del titular señalaron que, en cuanto al límite de nivel mínimo de agua en la cavidad de recarga (6.62 m por encima de la brida de la vasija) establecido en la CLO 3.9.7 para permitir el movimiento de combustible irradiado fuera de la vasija, así como en las CLOs 3.9.8 y 3.9.9 para mantener la operabilidad de uno o dos trenes del SHC con combustible irradiado en la vasija, así como en la CLO 3.5.2 para mantener la operabilidad de dos subsistemas de baja presión del ECCS, la práctica en la central es llenar completamente la cavidad (alcanzándose un nivel mayor y próximo a

los 6,62 m por encima de la brida) y, a partir de ese momento, es cuando se considera que se está en el nivel de referencia de las CLOs.

Que los representantes del titular señalaron que otra práctica, durante las últimas recargas, es colocar una pegatina provisional (ayuda a la operación) junto al indicador de nivel de inundación de vasija abierta (LI-263-I01-B), para señalar el nivel que corresponde a la altura de la brida de la vasija, de manera que sirve como referencia para algunas de las condiciones a vigilar y actuaciones a realizar.

Que, por ejemplo, señalaron que esa información es utilizada para determinar el cumplimiento del límite de nivel mínimo establecido en la CLO 3.9.6 (7,01 m por encima del TAF) para poder realizar el movimiento de elementos combustibles irradiados y/o la manipulación de barras de control dentro de la vasija del reactor.

Que en el Requisito 6.3.9.3.4 del Manual de Requisitos de Operación (MRO) se establece el colchón mínimo de agua entre la parte superior del gancho de la grapa o de la herramienta colocada en el cable de los cabrestantes de manejo de los elementos combustibles y el nivel de la superficie del agua, desde el punto de vista de protección radiológica. Este requisito exige un enclavamiento de la herramienta de movimiento de combustible para que no se extraiga un elemento combustible más allá de 1,7 m por debajo de la superficie del agua. Este enclavamiento se vigila en el Requisito de Prueba del PP-O-615A (Rev. 103): "Comprobación de que la plataforma de recarga está operable". Los representantes del titular señalaron que se suele colocar, adicionalmente, una marca en el cable de la herramienta de movimiento de combustible que podría alertar a los encargados de realizar estas tareas de una posible incidencia en el nivel.

Que, teniendo en cuenta las actividades en curso en la central y los aspectos señalados en la inspección, los representantes del titular indicaron que están en el proceso de elaborar la documentación oficial integrada que describa las relaciones de cotas e instrumentación de nivel en la vasija del reactor, en la cavidad de recarga y en la piscina de combustible gastado.

Que los representantes del titular señalaron que están valorando el aumento del rango de la instrumentación de nivel de inundación de la vasija con vasija abierta, de manera que cubra los niveles de la cavidad de recarga; así como si debe contarse sólo con indicación o con indicación y registro.

Que los representantes del titular indicaron que actualmente están valorando la sustitución de la instrumentación de nivel de la piscina de combustible gastado y el aumento de su rango, de manera que cubra prácticamente todo el rango de niveles posibles de la piscina; así como si debe contarse sólo con indicación o con indicación y registro.

Que, así mismo, indicaron que, en ese proceso, están valorando la fiabilidad, disponibilidad y redundancia (por ejemplo alimentaciones eléctricas) de esta instrumentación de nivel de inundación de vasija y/o de nivel en cavidad de recarga y de la instrumentación de nivel en la piscina de combustible gastado.

Que la Inspección señaló que quedaba a la espera de conocer el resultado de dichas valoraciones.

Que la Inspección indicó la importancia de la edición de esa documentación y del análisis de la instrumentación para permitir y facilitar el seguimiento de la evolución, por parte del Turno de Operación, de los niveles de agua desde la Sala de Control, tanto para condiciones operativas normales de recarga, como para su consideración en las maniobras operativas con puntos de referencia determinados, como para las maniobras de movimiento de combustible, como para el seguimiento y determinación de las CLOs, y como para, finalmente, el seguimiento de los niveles de agua disponibles en posibles escenarios de incidentes y de accidentes.

Que la Inspección constató que en el P&ID del sistema SHC (documento 729E191, Rev. 53), no aparece la señal de aislamiento de las válvulas MOV-101-4A/B por señal de bajo nivel en la vasija del reactor.

**Que referente a las modificaciones de diseño relacionadas con el objeto de la inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Que la Inspección examinó la Orden de Trabajo OT-MM-34445, emitida el día 4/02/07 y realizada el día 12/03/07, mediante la cual el titular llevó a cabo la sustitución de la válvula PCV-1217 del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) por otra nueva de similares características y la eliminación del orificio restrictor RO-1227 situado en su descarga, así como, la Memoria OT-MM-34445 "Sustitución de la válvula controladora de presión PCV-1217 del Sistema Clean-up", preparada el día 26/06/06 y aprobada el día 12/01/07.

Que la Inspección constató que la citada Orden de Trabajo OT-MM-34445 llevó asociado un Análisis Previo preparado el día 24/04/06 y revisado el día 27/04/06.

Que la Inspección examinó, asimismo, la Orden de Trabajo OT-IN-37612, emitida el día 13/02/07 y realizada el día 22/3/07, mediante la cual el titular llevó a cabo la sustitución de la instrumentación de la válvula PCV-1217 del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) por otra nueva. Que la Inspección constató que dicha Orden de Trabajo OT-IN-37612 no llevó asociado un Análisis Previo y que la sustitución de la instrumentación de la válvula PCV-1217 no había sido incluida en la Memoria OT-MM-34445 "Sustitución de la válvula controladora de presión PCV-1217 del Sistema Clean-up".

Que la Inspección examinó la OT-ME-30827 de febrero de 2007, relativa a la modificación de la lógica de cierre de la válvula MOV-1201-269 (aspiración de la bomba auxiliar del CUD), pasando de interruptor final de carrera a cierre por interruptor de par.

Que la Inspección examinó la OT-MM-32608 del CUD de febrero de 2007, consistente en el cambio del tramo de tubería comprendido entre las soldaduras nº 4 y nº 8 B-1, por un tramo constituido por un carrete con manguito.

Que la Inspección examinó la OT-IN-46153 del CUD de noviembre de 2010, relativa a la modificación de los transmisores FT-1291-19 (caudal) y PT-1291-15, por otros con capacidad de amortiguamiento (“damping”) para evitar oscilaciones en el control de la válvula reguladora de presión PCV-1217.

Que la Inspección examinó la OT-IN-39167 de febrero de 2007, por la que se sustituye el registrador TRS-1040-6 de Sala de Control (registro de temperaturas de varios sistemas, entre ellos del SHC) por otro de superiores características.

Que la Inspección examinó la OT-ME-34942 de marzo de 2009, para la sustitución del motor del actuador de la válvula MOV-1001-1 (aislamiento del SHC en la aspiración) por otro de similares características, al evidenciarse su deterioro en las pruebas funcionales.

Que la Inspección revisó la modificación de diseño CD-322 “Modificación de la línea de drenaje del fondo de la vasija del reactor” ejecutada en julio de 1998. El objeto de dicho cambio es la modificación del trazado de la línea de drenaje del fondo de la vasija con el fin de eliminar los cambios bruscos de dirección existentes en el diseño original para facilitar la limpieza y minimizar la posibilidad de obstrucción. Además, con el cambio se pretende reducir la dosis asociada a los trabajos en el interior del pozo seco durante las paradas.

Que la Inspección comprobó la realización de Evaluación de Seguridad en la que se concluyó que dicho cambio no necesitaba la realización de Análisis de Seguridad.

Que la Inspección comprobó también el alcance de la modificación, material de la tubería y accesorios utilizados, acero austenítico de tipo 316L, de clase de seguridad 1 y sísmica 1, así como la información aportada sobre las principales tareas realizadas en el montaje, entre las que cabe señalar el proceso de soldadura realizado mediante la técnica GTAW utilizando el procedimiento ST-407, así como las inspecciones realizadas por líquidos penetrantes y radiografía de todas las soldaduras. Que según la Inspección pudo comprobar, al final del proceso de montaje se realizó una prueba hidrostática a 77 kg/cm<sup>2</sup> según el procedimiento PCN-A-17.

Que en la documentación revisada se incluye el informe de tensiones de la línea. Que la Inspección solicitó aclaración de por qué dicho análisis se ha realizado considerando la subsección NC (clase 2), cuando la línea es de clase 1.

Que los representantes del titular expusieron que los criterios seguidos en el análisis tensional de este cambio son los mismos que se fijaron en su momento para el diseño de esta línea, que se reflejaron con ocasión de la evaluación sísmica de sistemas de tubería de alta energía dentro de la contención para el proyecto HELICE-fase 1, referencia del documento 34-IA-2001. Este documento se basa en el documento de Target Technology Ltd. Evaluation of High Energy Piping Systems Inside the Containment”, noviembre de



1983, a su vez basado en el Punto III-6 del SEP "Seismic Design Considerations". Quedó pendiente remitir a la Inspección la documentación confirmatoria de que los requisitos aplicados en el diseño de la línea corresponden con su clasificación como clase 1.

Que la Inspección revisó la modificación de diseño CD-392 "Presurización de tramos de tubería aislados en caso de LOCA", ejecutada en enero de 2004. El objeto de la modificación consiste en instalar elementos de alivio de presión en los tramos de tubería que se sobrepresurizarían en caso de LOCA si aislaran completamente las válvulas de aislamiento de la contención, tras el análisis realizado por el titular como cumplimiento de la carta genérica de la NRC GL-96-06 suplemento 1.

Que la modificación consistió en instalar una nueva válvula de alivio de presión, RV-1001-6, en la tubería de aspiración del SHC (penetración X-12). Que el fabricante de la válvula es [REDACTED] tipo 5786.1, con número de serie 264784. Que el tramo de tubería donde se encuentra es de 3/4" de clase 2, por lo que la tubería y la válvula instalada deben cumplir esos mismos requisitos, aspecto que fue verificado. Que según la documentación aportada la válvula nueva instalada deberá estar tarada en el rango de 1450 y 1875 psig (132 kg/cm<sup>2</sup>), definiéndose finalmente 135,81 kg/cm<sup>2</sup>, según se recoge en el procedimiento de prueba de referencia IS-M-475. Que la presión de diseño del sistema es de 1250 psig (88 kg/cm<sup>2</sup>) y temperatura de diseño de 350°F. Que los representantes del titular señalaron que la función asignada a esta válvula no es la de alivio de presión de ASME, sino la de limitar la presión por debajo de las admitidas de acuerdo con los criterios de cálculo del apéndice F de ASME. Que según dicho cálculo, MD-392 C1, la presión límite de la tubería en las condiciones consideradas en el Apéndice F es de 220 kg/cm<sup>2</sup>. Que por esta razón se ha determinado dicha presión de tarado y una tolerancia en la prueba as-found del 10%.

Que la válvula no ha sido probada hasta la fecha, dado que la frecuencia de prueba establecida es de 10 años, tal como se recoge en el caso de código OMN-2. Que en la documentación se comprobó la prueba de tarado realizada en fábrica. Que la Inspección preguntó si a esta válvula se le aplica un factor de corrección por temperatura, al realizarse las pruebas en condiciones diferentes a las de operación. Que según el procedimiento aplicable, IS-M-475 rev. 103, no parece que se aplique ningún factor de corrección. Que aparentemente, las condiciones de temperatura en operación van a ser muy distintas a las de banco, por lo que, en principio parece que se debería aplicar un factor de corrección, por lo que la Inspección manifestó que los representantes del titular debían aclarar este aspecto.

**Que referente a los Requisitos de Vigilancia relacionados con el objeto de la inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Que en relación con el Sistema de Refrigeración en Circuito Cerrado del Edificio del Reactor (RBCCW), el cual actúa como foco frío del CUD y del SHC, la Inspección procedió a revisar los resultados obtenidos en las dos últimas ejecuciones del Requisito de Prueba RP 6.3.7.10.2, cuyo objetivo es la comprobación del caudal de las bombas del sistema con una periodicidad de 24 meses.

Que para tal fin la Inspección solicitó a los representantes del titular el procedimiento de prueba PP-O-498 rev. 101 de 13/10/2006, que le fue mostrado y entregado. Que en líneas generales el procedimiento requería el arranque de las bombas del RBCCW agrupadas por parejas, el alineamiento del sistema para circular el caudal por ellas impulsado a través de los cambiadores del SHC, y el ajuste de un caudal superior al de prueba (315 l/s) mediante la actuación de las válvulas V-4-121 A/B/C/D.

Que la medida del caudal era realizada mediante el instrumento del sistema, FI-4-1.

Que en lo relativo a los resultados obtenidos en las dos últimas ejecuciones del Requisito de Prueba, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección los registros de los resultados de las pruebas realizadas con fecha 07/02/2010 y 27/04/2011, habiéndose superado en ambos casos el criterio de aceptación (Q mayor o igual a 315 l/s).

Que en lo que respecta a la instrumentación de nivel de la Vasija, la Inspección solicitó a los representantes del titular los últimos registros de las ejecuciones de los Requisitos de Vigilancia RV 3.3.5.1.3 ("Calibrar las unidades de disparo", frecuencia 92 días) y RV 3.3.5.1.5 ("Realizar una calibración de canal", frecuencia 24 meses) de las ETFMS, así como los procedimientos de vigilancia correspondientes a los mismos.

Que en particular, la Inspección se centró en la aplicación de los Requisitos de Vigilancia a la instrumentación de Muy Bajo Nivel de Agua en la Vasija del Reactor (-142 cm).

Que a tal fin los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección los procedimientos siguientes:

-PV-I-443, rev. 103, "Calibración y prueba funcional de los transmisores de nivel que causan iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor", que entre otros tiene como objetivo el cumplimiento del RV 3.3.5.1.5 anteriormente señalado en lo que respecta a la instrumentación de Muy Bajo Nivel de Agua en la Vasija (Tabla 3.3.5.1-1, apartados 1a, 2a y 4a de las ETFMS).

-PV-I-338, rev.105, "Calibración y prueba funcional de las unidades de disparo que causan la iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor", que entre otros tiene como objetivo el cumplimiento del RV 3.3.5.1.3 anteriormente señalado en lo que respecta a la instrumentación de Muy Bajo Nivel de Agua en la Vasija (Tabla 3.3.5.1-1, apartados 1a, 2a y 4a de las ETFMS).

Que la Inspección constató que el titular lleva a cabo el Requisito de Vigilancia RV 3.3.5.1.5 aplicable a la función de muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor, consistente en la realización, cada 24 meses, de la calibración de canal, mediante la ejecución del procedimiento PV-I-443 "Calibración y prueba funcional de los

transmisores de nivel que causan iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor”, rev.103, de 19/12/07, y la ejecución del procedimiento PV-I-338 “Calibración y prueba funcional de las unidades de disparo que causan la iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor”, rev.105, de 11/06/11.

Que el procedimiento PV-I-443 “Calibración y prueba funcional de los transmisores de nivel que causan iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor”, rev.103, de 19/12/07, expone que para satisfacer el Requisito de Vigilancia RV 3.3.5.1.5 debe ejecutarse satisfactoriamente dicho procedimiento PV-I-443, correspondiente a los transmisores de los lazos de medida, y el procedimiento PV-I-338, correspondiente a la calibración de las tarjetas electrónicas de estos mismos lazos.

Que el procedimiento PV-I-338 “Calibración y prueba funcional de las unidades de disparo que causan la iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor”, rev.105, de 11/06/11, expone que dicho procedimiento complementa la ejecución del procedimiento PV-I-443 en cuanto a la calibración y prueba funcional completa de los lazos que causan la iniciación de los sistemas.

Que la Inspección constató que el procedimiento PCN-A-011-1, rev.5, de 06/06/11, identifica sólo el procedimiento PV-I-443 para la ejecución del Requisito de Vigilancia RV 3.3.5.1.5.

Que la Inspección recordó a los representantes del titular que como consecuencia derivada del suceso notificado el día 30/05/97, el cual motivó un expediente sancionador, el CSN requirió al titular que comprobara la correspondencia entre las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento vigentes y los procedimientos mediante los cuales se ejecutan los Requisitos de Vigilancia y que mejorase la sistemática de control de la ejecución de dichos Requisitos de Vigilancia.

Que la Inspección recordó a los representantes del titular, asimismo, que en respuesta al mencionado requerimiento el titular llevó a cabo diversas actuaciones, siendo una de ellas comprobar, apoyándose en el procedimiento PCN-A-11 “Procedimiento para efectuar el control de las pruebas requeridas por las Especificaciones de Funcionamiento”, rev. 16, que todos los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento tienen asociados los procedimientos de prueba necesarios.

Que a continuación la Inspección procedió a revisar los resultados obtenidos en las últimas ejecuciones de ambos procedimientos.

Que en lo que respecta al procedimiento PV-I-443, los representantes del titular mostraron y entregaron a la inspección los registros de las ejecuciones realizadas en marzo de 2009 y mayo de 2011.



Que la Inspección constató que en la ejecución del día 07/05/11 del procedimiento PV-I-443 "Calibración y prueba funcional de los transmisores de nivel que causan iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) y del sistema de filtración de emergencia de la sala de control por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor", rev.103, de 19/12/07, en el registro de los resultados algunos valores encontrados (mA) para el transmisor LT-263-80B y para el transmisor LT-263-85A estaban fuera del margen de ajuste (mA), si bien el titular consideró el Requisito de Vigilancia RV 3.3.5.1.5 (valor admisible  $\geq 144,3$  cm) satisfactorio, sin que hubiese en dicho registro una justificación para ello.

Que al respecto, la Inspección preguntó a los representantes del titular sobre cómo tienen sistematizado actuar ante la obtención de unos resultados fuera del margen de ajuste, respondiendo los representantes del titular que ante tal resultado el supervisor de instrumentación y control analizaría si la desviación constatada era o no compatible con el criterio de aceptación de las ETFMS.

Que adicionalmente, y en caso de incumplimiento del criterio de aceptación de las ETFMS, se abriría una no conformidad en el Programa de Acciones Correctivas (PAC), se realizarían los trabajos correctivos necesarios y adicionalmente se comunicaría a los técnicos de licenciamiento para que analizaran la posible inoperabilidad asociada.

Que en este sentido la Inspección señaló que el registro de la ejecución del procedimiento de prueba debería incluir un apartado adicional en el que, en caso de obtener resultados fuera del margen de ajuste, se justificara la compatibilidad de los resultados obtenidos con el criterio de aceptación de la ETFMS, facilitándose así la revisión de los resultados y disminuyendo la posibilidad de errores en la comprobación del cumplimiento con el criterio de aceptación.

Que al respecto los representantes del titular expusieron que analizarán lo indicado por la Inspección, valorando la conveniencia de incluir o bien una verificación adicional en el procedimiento de prueba PV-I-443 o bien en un procedimiento asociado a las funciones del supervisor de instrumentación y control.

Que adicionalmente, la Inspección señaló que en el registro de la ejecución del procedimiento de prueba PV-I-443 (Anexo III), apartado 8, se debería de aclarar que el Requisito de Vigilancia no estará satisfecho hasta que no se ejecuten los dos procedimientos ligados al mismo, esto es, el PV-I-443 y el PV-I-338. Que por tanto, el criterio de aceptación del procedimiento PV-I-443 debería ser revisado en este sentido.

Que en lo que respecta al procedimiento PV-I-338, los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección los registros de las ejecuciones realizadas a lo largo del último año, en particular, en febrero, abril, agosto y noviembre de 2011. Que en todos los casos los valores encontrados (mA) estaban dentro del margen de ajuste por lo que el resultado era satisfactorio.

Que en lo referente al procedimiento de prueba PV-I-338 la Inspección indicó que el registro de la ejecución de dicho procedimiento debería ser revisado tomando en consideración los aspectos ya expuestos para el procedimiento de prueba PV-I-443.

Que, en relación al nivel de inundación de la vasija del reactor, en la Sala de Control se dispone de la siguiente instrumentación, ubicada en el panel 904:

-Indicador de nivel LI-263-101-A: “Nivel inundación vasija cerrada”. Rango [-170 cm, + 630 cm]. Recibe señal del transmisor de nivel LT-263-61A.

-Indicador de nivel LI-263-101-B: “Nivel inundación vasija abierta”. Rango [-170 cm, + 630 cm]. Recibe señal del transmisor de nivel LT-263-61B.

-Alarma del anunciador ANN-904-27A, coordenadas J-1, leyenda: “Alto / bajo nivel RPV vasija abierta / cerrada”. Color: blanca.

Que la alarma referenciada, a través de los correspondientes interruptores, recibe señal o bien del transmisor de nivel LT-263-61A cuando se dan condiciones de vasija cerrada, o bien del LT-263-61B cuando se dan condiciones de vasija abierta.

Que en la hoja correspondiente a esta alarma en el libro de alarmas se indica “Punto de tarado: según se requiera”, así como “Causa probable: Alto o bajo nivel en la vasija del reactor en parada (se fijarán los tarados de nivel que se consideren oportunos)”.

Que, a petición de la Inspección, los representantes del titular describieron el proceso de calibración de los lazos de la instrumentación de nivel de inundación de la vasija del reactor, incluyendo el tarado de los interruptores de nivel (LS-263-130A vasija cerrada y LS-263-130B vasija abierta) del módulo de alarma; según los procedimientos y gamas siguientes:

-Procedimiento PMI-P-181 Rev.7: “Mantenimiento y calibración de transmisores de caudal y presión diferencial [redacted], modelo [redacted] y similares”.

-Procedimiento PMI-P-448 Rcv. 1: “Mantenimiento, calibración y configuración de los indicadores [redacted] modelos [redacted]”.

-Gama GM-IN-52 Rev. 3: “Mantenimiento y calibración de transmisores de presión diferencial [redacted] modelo [redacted]”.

-Gama GM-IN-122 Rev. 2: “Calibración instrumentación nivel vasija cerrada y puesta en servicio el de vasija abierta/cerrada”.

-Gama GM-IN-2557 Rev.2: “Mantenimiento y calibración de indicadores-interruptores [redacted]”.

-Gama GM-IN-121 Rev.1: “Calibración de la instrumentación de nivel de la vasija abierta”.

Que la calibración (LT-263-61B y LI-263-101B) y tarado (LS-263-130B) de los elementos del canal de instrumentación de nivel de inundación de la vasija abierta se realiza cada dos años y con la central a potencia, dado que en esta situación dichos

elementos se encuentran aislados hidráulicamente. En este proceso también se calibran el PI-263-61B y el RES-263-R20B.

Que en el camino del inicio de la parada de recarga, antes de ser necesaria esta instrumentación para controlar nivel previamente a la retirada de la tapa de la vasija, se realiza la calibración (LT-263-61A y LI-263-I01A) y tarado (LS-263-130A) de los elementos del canal de la instrumentación de nivel de inundación con vasija cerrada, así como el tarado de los valores de alarma del interruptor (LS-263-130B) para vasija abierta para la puesta en servicio del canal de instrumentación de nivel de inundación con vasija abierta.

Que la realización de estas actividades requiere de una perfecta coordinación entre el personal de mantenimiento de instrumentación y control y el personal de operación en el programa del camino crítico de recarga, para poner en servicio la instrumentación de nivel de vasija abierta y cerrada cuando corresponda.

Que los tarados de los valores de la alarma ANN-904-27A, coordenadas J-1, leyenda: "Alto / bajo nivel RPV vasija abierta / cerrada", procedentes tanto del interruptor LS-263-130A para nivel de inundación con vasija abierta, como del LS-263-130A para vasija cerrada, se establecen previa consulta del instrumentista encargado de la calibración al Operador de Reactor de turno en ese momento. Es decir, el titular no tiene establecidos unos valores de tarado fijos y previamente determinados para cada una de esas dos situaciones operativas (vasija cerrada y vasija abierta).

Que, a partir del valor decidido por el Operador de Reactor, el instrumentista realiza sobre la marcha los cálculos correspondientes del valor de salida de la señal, para dejar los tarados de la alarma (alto y bajo nivel) en los valores decididos por el Operador de Reactor. Esta situación es especialmente evidente en el caso del tarado del interruptor LS-263-130B, durante la parada, previamente a la apertura de la tapa de la vasija.

Que, en la Sala de Control, no queda evidencia de los valores decididos por el Operador de Reactor de turno ni, por lo tanto, de los valores de alto y bajo nivel de inundación de agua en la vasija en que ha quedado tarada la alarma tras dichas calibraciones.

Que la Inspección revisó los trabajos documentados con la Orden de Trabajo (OT) IN.46373, que tenían como objetivo la calibración de la instrumentación de nivel de inundación con vasija cerrada y la puesta en servicio de la de vasija abierta, durante la parada de recarga de mayo de 2010.

Que, en esta IN.46373, aparecen los cálculos realizados para la determinación de los niveles de alarma que se dejaron para la situación de vasija abierta. La documentación de ese apartado de esta OT sugiere la conveniencia de que el titular mejore la sistematización, realización y documentación del trabajo, así como la difusión y fácil acceso de los miembros de los Turnos de Operación en cada momento a los valores de tarado de la alarma.

Que los representantes del titular manifestaron que mejorarán este proceso, de acuerdo a lo observado durante la Inspección.

Que, adicionalmente, en esta OT de referencia IN.46373, se ha apreciado que:

-En la "Plantilla de calibración" del LS-263-130B se indica que corresponde a instrumentación de vasija cerrada.

-No se adjunta la correspondiente Ficha de Gama (en este caso sería la IN-121) lo cual sí se hace para otros instrumentos. Nota: la Ficha de Gama IN-121, que no se adjunta a la documentación de esta OT, señala en su paso 2.3 que los valores de alarma asociados al LS-263-130B se dejen tarados en sus dos extremos (0% y 100%), lo cual no coincide con la práctica habitual y con los valores tarados en esta OT-IN.46373, que fueron el 23% y el 68%.

-Los valores de tarado calculados para el LS-263-130B de vasija abierta (texto manuscrito con cálculos), se vuelven a anotar en la "Plantilla de calibración" del LS-263-130A.

-El diagrama de control y cableado que se adjunta a la OT sólo recoge la alimentación de la alarma desde el LS-263-130A, pero no desde el LS-263-130B con la configuración del conexionado de cables que debería tener la alarma para su funcionamiento adecuado en situaciones de vasija abierta.

-No se adjunta la Ficha de Gama GM-IN-122 Rev. 2: "Calibración instrumentación nivel vasija cerrada y puesta en servicio el de vasija abierta/cerrada".

Que, en relación con los valores de nivel de inundación de estos indicadores LI-263-101-A y LI-263-101-B, con rango de [-170 cm, + 630 cm], la Inspección señaló que el Turno de Operación no dispone de una clara correspondencia con algunos niveles que se emplean como referencia en estas situaciones, como es por ejemplo el nivel de la brida, o determinadas cotas por encima o por debajo de la misma, tal y como se expone más detalladamente en otro apartado de la presente Acta de Inspección.

Que los representantes del titular señalaron que durante las recargas se coloca una ayuda operativa (papel oficial) junto al indicador de vasija abierta LI-263-101-B señalando el nivel de la brida.

Que los representantes del titular entregaron una copia de esa ayuda operativa, correspondiente a la recarga de mayo de 2011. En ella no aparece el dato del nivel de la brida. Sí aparece "Nivel TVP 253 cm". Así mismo, en ella se ha apreciado que pretende también recoger el nivel de tarado por alto nivel de la alarma J-1, si bien éste no aparece y, así mismo se ha observado que en el cuadro de datos inferior se referencia el indicador LI-263-101-A de vasija cerrada, en lugar del correspondiente a vasija abierta.



Que quedó pendiente de confirmar por parte de los representantes del titular el estado de conexionado de los cables de la alarma ANN-904-27A, coordenadas J-1, leyenda: "Alto / bajo nivel RPV vasija abierta / cerrada", en condiciones normales de operación a potencia.

**Que referente a la Inspección en Servicio relacionada con el objeto de la inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de pruebas funcionales de válvulas del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) y del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) definido en el capítulo 9 del Manual de Inspección en Servicio (MIS) de acuerdo con la subsección ISTC de ASME OM-1995 y adenda Oma-1996, para lo cual realizó una revisión de los diferentes tipos de pruebas, eligiendo los procedimientos aplicables en cada caso y comprobando sobre los mismos los aspectos siguientes: alcance, realización de las pruebas requeridas, cumplimiento de las frecuencias definidas para cada prueba, criterios de aceptación aplicables y resultados de las mismas.

Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de pruebas de accionamiento de válvulas automáticas pertenecientes al Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC), para lo cual revisó los procedimientos PV-O-638 y PV-O-905.

Que el procedimiento PV-O-638 "Comprobación de la operabilidad de las válvulas de aislamiento de la contención primaria del SHC" aplica a las válvulas MOV-1001-1, MOV-1001-2A/B y MOV-1001-5. Que el objeto de dicho procedimiento es demostrar el accionamiento de las válvulas motorizadas del SHC, en su función de cerrar, mediante la medición de tiempos de actuación tal como requiere el código ASME. Que la frecuencia de prueba es trimestral, si bien, según se indica en el propio procedimiento esta prueba se realiza dentro de los tres meses anteriores a su puesta en servicio, siempre que la temperatura en los lazos de recirculación sea superior a 177°C. Que la Inspección revisó los registros de las últimas pruebas realizadas, algunas de las cuales fueron efectuadas tras trabajos de mantenimiento (pruebas parciales). Que en el registro de la prueba de fecha 23/03/09 se midió tiempo de cierre de la válvula MOV-1001-1 tras mantenimiento, cambio de motor y de la torre de contactos, saliéndose éste del margen aceptable, pero siendo inferior al valor límite. Que al considerar que la válvula estaba operable con este valor, se estableció como nuevo valor de referencia. Que la Inspección comprobó este aspecto en la revisión posterior del procedimiento. Que la Inspección revisó las pruebas posteriores realizadas con fecha 14/05/11 y 23/05/11, siendo esta última realizada a todas las válvulas incluidas en el alcance del procedimiento (prueba total).

Que el procedimiento PV-O-905 "Comprobación de la operabilidad de las válvulas de aislamiento de la contención primaria del SHC" aplica a las mismas válvulas que el PV-O-638 y consiste en el mismo requisito de prueba y misma frecuencia, si bien éste es ejecutado, únicamente, cuando la temperatura en los lazos de recirculación sea superior a 177°C.

Que en relación con las pruebas de indicación de posición aplicables a las válvulas del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) la Inspección revisó el procedimiento PV-O-449 "Observación de la operación de las válvulas con indicación de posición remota del SHC". Que la Inspección revisó el registro de la última prueba realizada para dar cumplimiento a los requisitos de ASME/OM (24 meses), correspondiente a la fecha 23/05/11, no detectando nada reseñable.

Que en relación con el programa de pruebas de válvulas del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) la Inspección verificó el cumplimiento del programa de pruebas de accionamiento de válvulas automáticas, para lo cual revisó el procedimiento PV-O-709 rev. 100 y el programa de pruebas de indicación de posición, procedimiento PV-O-451 rev. 101.

Que el procedimiento PV-O-709 "Comprobación de la operabilidad de las válvulas de aislamiento del CUD" aplica a las válvulas MOV-1201-2, MOV-1201-7, MOV-1201-80 y MOV-1201-269. Que el objeto de dicho procedimiento es demostrar el accionamiento de las válvulas motorizadas de dicho sistema, en su función de cierre, mediante la medición de tiempos de actuación tal como requiere el código ASME/OM. Que la frecuencia de prueba es parada fría o parada de recarga. Que la Inspección revisó los registros de las últimas pruebas realizadas, algunas de las cuales fueron efectuadas tras trabajos de mantenimiento (pruebas parciales), no detectando nada reseñable.

Que en relación con este procedimiento la Inspección preguntó cómo ha sido definido el valor límite de la válvula MOV-1201-269, dado que a diferencia del resto de válvulas de este procedimiento la base han sido los análisis de accidentes y el valor establecido en las especificaciones técnicas para válvulas con función de aislamiento de la contención. Que los representantes del titular manifestaron que el valor límite ha sido establecido siguiendo los requisitos de ASME/OM, de acuerdo a las recomendaciones del fabricante basadas en las características propias del actuador y considerando aspectos de operabilidad en el sistema.

Que en relación con las pruebas de indicación de posición aplicables a las válvulas del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) la Inspección revisó el procedimiento PV-O-451 "Observación de la operación de las válvulas con indicación de posición remota del CUD". Que la Inspección revisó el registro de la última prueba realizada para dar cumplimiento a los requisitos de ASME/OM (24 meses), correspondiente a la fecha 12/05/11, no detectando nada reseñable.

Que en relación con la realización de las pruebas de accionamiento, la Inspección preguntó si el cronómetro utilizado para la medida de tiempos en dichas pruebas se encuentra controlado tal como lo requiere la Instrucción de Seguridad del CSN IS-23 y la normativa de Garantía de Calidad aplicable, UNE 73401-1995. Que los representantes del titular indicaron que dicho equipo es un cronómetro digital estándar que está asignado para ser usado en estas pruebas en Sala de Control y que no dispone de un control específico de calibración que asegure la exactitud de la medida dentro de los límites necesarios.

Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de pruebas de fugas sobre válvulas de aislamiento de contención, para lo cual revisó el procedimiento PV-0-416 rev. 104 "Prueba de fugas locales de la contención primaria". Que la Inspección comprobó sobre el informe de las pruebas efectuadas durante la parada por recarga de 2011, que habían sido realizadas las pruebas de fugas a las válvulas requeridas de los sistemas relacionados con el objeto de esta inspección, siguiendo los requisitos de prueba definidos en la normativa aplicable, en lo referente a frecuencia de prueba, criterios de aceptación, acciones correctoras, etc.

Que la Inspección verificó el programa de pruebas de tarado de válvulas de alivio y seguridad instaladas en el Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) según se recoge en el anexo III del capítulo 9 del MISI. Que según dicho programa las válvulas a las que aplicaría son: RV-1003-2A/2B y RV-1001-6.

Que las válvulas RV-1003-2A/2B forman el grupo 8 correspondiente al fabricante [REDACTED] con fluido de servicio agua desmineralizada.

Que las pruebas se realizan mediante la aplicación de los procedimientos IS-M-426 relativo a la prueba "as-found", IS-M-476 relativo a la prueba "as-left". Que los representantes del titular mostraron los registros de la última prueba efectuada sobre dichas válvulas. Que los registros mostrados corresponden a las pruebas realizadas con las órdenes de trabajo OT-MM-39491 y OT-MM-39492, de fecha de emisión 28/08/2008. Que dichos registros corresponden a las pruebas realizadas para cumplir con la Instrucción Técnica del CSN relativa a la posición del anillo de regulación del "blowdown". Que para la realización de la prueba se siguen los pasos definidos en la gama GM.MM.980 rev. 4, la cual incluye el ajuste del anillo de regulación del "blowdown" y la prueba "as-found" y "as-left", si esta última es requerida. Que los representantes del titular mostraron un documento de instrucciones del fabricante de estas válvulas, ref. VPF nº 552-34, en el que se define el valor del incremento de presión que debe ser aplicado sobre el valor del punto de tarado requerido en el Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) cuando la prueba se ejecuta en banco con fluido a temperatura ambiente, como es el caso.

Que posteriormente el titular emitió otras dos órdenes de trabajo, OT-MM-41036 y OT-MM-41037, con objeto de corregir la regulación incorrecta del anillo de regulación ajustado en las órdenes de trabajo mencionadas en el párrafo anterior. Que según se indica en la documentación mostrada la válvula no se disparó, efectuándose únicamente la regulación del anillo de "blowdown". Que tras las actuaciones realizadas por mantenimiento se comprobaron las fugas asociadas a dicha válvula, mediante la ejecución del procedimiento de prueba PCN-A-17 rev. 2.

Que en relación con la válvula RV-1001-6, los representantes del titular manifestaron que dicha válvula fue instalada, en enero de 2004, en la modificación de diseño MD-392, ejecutada como consecuencia de la aplicación del suplemento 1 de la GL-96-06 que requería la instalación de elementos de alivio de presión en tramos aislados llenos de agua que se sobrepresurizarían por calentamiento en caso de LOCA. Que la Inspección preguntó si había sido realizada alguna prueba de esta válvula

posteriormente a su instalación. Que los representantes del titular manifestaron que esta válvula está definida en el MISI como válvula de alivio térmico, por lo que consideran que le aplica, en lo referente a la frecuencia de prueba, lo indicado en el caso de código OMN-2 que se encuentra aceptado por la guía reguladora 1.192. Que en base a esto, la frecuencia de prueba definida es de una vez cada 10 años. Que por esa circunstancia, hasta ahora no se ha realizado ninguna prueba sobre esta válvula, salvo la efectuada en fábrica.

Que la Inspección solicitó aclaración sobre el valor de presión de tarado definido para esta válvula así como del rango de aceptación en la prueba "as-found". Que según el procedimiento aplicable, IS-M-475 rev. 102, la tolerancia aceptable es del 10% de la presión de tarado. Que la Inspección manifestó que, si bien ASME/OM permite definir un valor de tolerancia diferente al 3% (límite definido por defecto), un valor tan alto como el definido podría ser contrario al requisito definido por la sección III del código ASME, subartículo NC-7300 que indica que no se debe superar el límite de seguridad del 10% de la presión de diseño de los componentes o sistemas protegidos. Que según indicaron los representantes del titular, las características de la válvula son: fabricante [REDACTED] Tipo [REDACTED] n° serie 264784, de clase nuclear 2, presión de tarado 1500 psig y temperatura 340 °F. Que los representantes del titular expusieron que cuando se realizó la modificación se llevó a cabo un cálculo sobre la presión máxima admisible de la línea siguiendo los criterios del apéndice F de ASME. Que según el cálculo mostrado, MD-292C1, parece concluirse que la presión límite establecida para la tubería en las condiciones consideradas en el apéndice es de 220 kg/cm<sup>2</sup>. Que según se indica en la memoria de la modificación de diseño, dado que existe un gran margen entre la presión de tarado y la obtenida en el cálculo, se consideró admisible una desviación en la prueba "as-found" del 10% de la presión de tarado.

Que la Inspección revisó el contenido del capítulo 9 del MISI, rev. 7, relativo al programa de pruebas de válvulas e indicó que, si bien el titular ya ha introducido algunos cambios en relación con comentarios efectuados en otras inspecciones, en concreto en la inspección con Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609, existen aún algunos aspectos que podrían ser mejorados en futuras revisiones del MISI, citándose explícitamente el anexo III del capítulo 9. Que la Inspección indicó que dicho listado debería ser una tabla que incluyera la información completa de todas las válvulas incluidas en el programa de pruebas funcionales descrito en el capítulo 9, con la información suficiente para permitir identificar, inequívocamente, válvula, requisitos de prueba, frecuencia, procedimiento, etc., y no un listado emitido desde el módulo MISI de SITA.

Que la Inspección expuso que, además de los aspectos indicados en el Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609, debería incluirse en el listado del anexo III la identificación de las pruebas de fugas de las válvulas de aislamiento de contención, así como su procedimiento.

Que con el fin de verificar el cumplimiento del programa de pruebas de presión definido en el capítulo 7 del MISI, la Inspección solicitó información sobre las pruebas realizadas al Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) y al Sistema de



Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) correspondientes al final del cuarto intervalo.

Que la Inspección verificó los registros de las pruebas de presión realizadas en el último periodo del cuarto intervalo, para lo cual revisó los procedimientos de prueba cumplimentados IS-O-837 rev. 100 "Prueba de fugas del sistema de enfriamiento del reactor en parada" e IS-O-815 rev. 100 "Prueba de fugas del sistema de purificación del agua del reactor". Que dichas pruebas corresponden a las pruebas realizadas como sustitución de las pruebas hidrostáticas requeridas por ASME XI al finalizar el intervalo en aplicación del caso de código N-498-4. Que estos procedimientos fueron ejecutados en dos ocasiones durante dicho periodo, 30/03/2009 y 21/05/2011, con resultados aceptables.

Que la Inspección preguntó por la frecuencia de calibración y precisión de la instrumentación utilizada para estas pruebas. Que los representantes del titular indicaron que los instrumentos de medida son los que forman parte de la propia instrumentación del sistema, referenciados en la prueba de vigilancia IS-O-473, y que utilizan el indicador de presión PIS-640-27. Que los representantes del titular no disponían de un certificado en el que se reflejara la precisión de dicho indicador, si bien explicaron el proceso seguido para la calibración del lazo completo de la medida de instrumentación. Que según manifestaron los representantes del titular para obtener el error final se tiene en cuenta el error de los equipos que intervienen en la cadena de medida, indicador y transmisor. Que ambos equipos disponen de certificados de calibración, la cual es realizada cada parada de recarga. Que según el cálculo preparado durante la inspección, el error de la instrumentación es de aproximadamente, 0,27%, inferior a lo indicado en la normativa aplicable y reflejado en el punto 7.5.1. del capítulo 7 del MISI.

**Que referente al mantenimiento relacionado con el objeto de la inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Que la Inspección solicitó la documentación correspondiente a diversas órdenes de trabajo asociadas a diferentes actuaciones relacionadas con aspectos funcionales y mecánicos del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC) y con el Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD). Que algunas de dichas órdenes de trabajo habían sido tratadas en el punto correspondiente a Inspección en Servicio.

Que con la orden de trabajo OT-MM-39974, emitida con fecha 11/07/2008 y ejecutada en esa misma fecha durante una parada fría, se sustituyó el tramo de la línea del sistema CUD comprendido entre la brida del orificio restrictor RO-1201-I15A y la válvula V-1201-262A, del isométrico CUD-51 1/2, como consecuencia del reventado del mismo. Que entre las tareas de este correctivo se incluyen la realización de las inspecciones por líquidos penetrantes de las nuevas soldaduras efectuadas, así como la realización de las pruebas post-mantenimiento con resultados satisfactorios.

Que la Inspección revisó las ordenes de trabajo MM-36681, MM-39683, MM-41080, MM-41098 y MM-43531 del CUD, todas ellas relacionadas con intervenciones sobre la válvula de alivio RV-1201-116.

Que la primera de ellas se emitió con objeto de sustituir la válvula por otra de similares características con la finalidad de eliminar el castaño de la válvula producido por la apertura y cierre continuo. Que se realizaron las pruebas post-mantenimiento y pruebas según la normativa, así como la verificación de fugas en las bridas de entrada y salida, según procedimiento PCN-A-17.

Que con la orden de trabajo OT-MM-39683, emitida con fecha 05/11/2008, se ejecutaron las tareas para cumplir con la Instrucción Técnica (IT) del CSN respecto a la posición del anillo de regulación del "blowdown" de la válvula RV-1201-116. Que los trabajos se realizaron siguiendo la gama de referencia GM-MM-982, rev. 3, con la que se realizó el ajuste del "blowdown" y la prueba "as-left".

Que con la orden de trabajo OT-MM-41080, emitida con fecha 18/12/2008, se procedió a regular correctamente el anillo de regulación de "blowdown" de la válvula de repuesto RV-1201-116 existente en almacén. Que según se indica en dicha orden, el ajuste no se había realizado correctamente con la OT-MM-39683. Que con la orden MM-41098 se sustituyó la válvula por la existente en almacén.

Que posteriormente, se emitió la orden de trabajo MM-43531, con fecha 18/01/2010, debido a la apertura de la válvula tras un aislamiento del sistema, quedando abierta posteriormente de forma continua. Que la válvula fue sustituida por otra de similares características. Que según manifestaron los representantes del titular, todas estas desviaciones observadas se producen como respuesta al aislamiento del sistema durante el arranque, por lo que han procedido a cambiar algunos pasos para evitar dichas anomalías.

Que con las ordenes de trabajo OT-MM-39161 y MM-39162 del SHC solicitadas por la Inspección, emitidas con fecha 28/08/2008, se procedió a la sustitución de las válvulas V-1001-11B y V-1001-62B, respectivamente, con objeto de eliminar la fuga a su través observada durante la prueba de presión de la vasija a 70 kg/cm<sup>2</sup>.

Que la válvula V-1001-11B se sustituyó por una "chero" de compuerta de 3/4". Que para su sustitución se fabricó toda la línea de 3/4" a partir de la soldadura 1-29A de conexión con la línea de succión de la bomba B-1002B, incluyendo la válvula V-1001-12B.

Que en relación con la válvula V-1001-62B se procedió de manera similar sustituyendo la toda la línea de drenaje así como las válvulas existentes.

Que tras la ejecución de las tareas de sustitución de las válvulas, según se indica, se realizó una inspección visual final y una inspección durante prueba de presión.

Que de la información mostrada se observa que se ha realizado un Análisis Previo tras la ejecución de los trabajos definidos en estas dos OT. Que el motivo señalado es que los trabajos correctivos llevados a cabo se ha considerado que constituyen una modificación de diseño, por lo que se han realizado los análisis exigidos por la normativa aplicable, concluyéndose tras el Análisis Previo realizado que no se requiere

Evaluación de Seguridad. Que dicho análisis se realizó con fecha 29/09/2009, siguiendo el Anexo III del procedimiento PG-003, rev. 10.

Que las órdenes de trabajo OT-MM-42104/42105 aplicables a las válvulas MOV-1001-4A(B) por fugas a su través, los representantes del titular manifestaron que aún no habían sido ejecutadas.

Que la inspección revisó la OT-IN-42332 de julio de 2008, consistente en la revisión del circuito de actuación de la electroválvula AOV-1201-60A de mínima recirculación de la bomba B-1205A debido a que ésta se quedó abierta de forma anómala tras el arranque de la bomba durante el proceso de parada de la planta.

Que la Inspección revisó la OT-IN-43554 de diciembre de 2008, de revisión de la lógica de aislamiento del CUD por alto/bajo caudal, al observarse el aislamiento del sistema con un caudal de aproximadamente 46 l/s, inferior al tarado de disparo de 55 l/s. Además tampoco se cumplió el temporizado de 5 segundos para la ejecución del cierre. Que la Inspección constató que la OT-IN-43554 se había generado para documentar a posteriori el trabajo realizado en el sistema con la Solicitud de Trabajo OP.40150. Que de hecho, la OT no incluía el Permiso de Trabajo de Operación (PTO), explicando los representantes del titular que en algunas ocasiones no se generaba dicho documento si el trabajo ha de ser ejecutado con cierta celeridad. Que posteriormente se procedía a documentar el trabajo realizado emitiendo la correspondiente OT, tal y como era el caso de esta actuación en el CUD.

Que la Inspección revisó la OT-IN-45028 de noviembre de 2009, consistente en la revisión del lazo de control de caudal del CUD, al detectarse un aumento de caudal sin motivo aparente.

Que con relación al Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC), la Inspección revisó la OT de referencia IN-42896: "Modificar leyenda puntos de reg. S.C." (LPR-263-132B; LR-3-1; PTR-1-1/2-1; TR-1602-5; TR-2-2; TR-2-3; TR-2340-9; TR-2-4; TR-260-20; TR-262-35; TR-263-104; TR-3-1; TR-4-1; TR-931-220; TR-931-237; TRS-1040-6), donde el LPR-263-132B es el registrador de nivel RPV post accidente del tren B del panel 903.

Que esta OT se empezó a diseñar en septiembre/noviembre de 2008. Fue emitida el 5/9/2008 e implantada el 14/4/2010. En ella se modifican las leyendas de los puntos de los registradores de la Sala de Control que aparecen en la carátula frontal de los mismos y cuya descripción se encuentra en inglés, pasándola a castellano (CWDs, SITA, tarjetas, etc.). Se notifican los cambios para que se implanten también en el Simulador.

Que con relación al Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC), la Inspección revisó la OT de referencia MM-36592: "Esta válvula no responde a las demandas del operador, desde su maneta de la Sala de Control. Revisar" (MOV-1001-4A, válvula de regulación de caudal del tren A del SHC).

Que esta OT se emitió con posterioridad a la ejecución del trabajo.

Que con relación al Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD), la Inspección revisó la OT de referencia IN-45977: "Revisión de la controladora de caudal del clean up FCV-1228 y de su controlador FC-1290-8" (FCV-1228; I/P-1291-30).

Que con esta OT, del 12/2/2010, se comprobó el lazo de control de la FCV-1228, encontrándose el I/P-1291-30 averiado, no dando salida. Se sustituyó por uno nuevo idéntico. Se montó y calibró, quedando correctamente. Se dejó en servicio el sistema y se finalizó la OT.

Que el trabajo se realizó aislando la válvula FCV-1228, cerrando las válvulas V-1201-72, la 73 y la 293 (según se refleja en el Permiso de Trabajo de Operación, PTO, incluido en la documentación de la OT). El sistema siguió funcionando regulando por la válvula de bypass V-1201-74.

Que esta OT fue emitida a posteriori para documentar el trabajo realizado por necesidades de mantenimiento con el PTO 508/2010.

Que en relación al Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD), la Inspección revisó la OT de referencia ME-37445: "Esta válvula no cierra al actuar su maneta desde la Sala de Control. Aparece doble indicación observándose guiños en las lámparas. Posiblemente debido a un problema eléctrico en compartimento. Revisar" (MOV-1201-14; SWGR-E2-7D-7D).

Que ésta es la válvula MOV situada a la descarga de la bomba auxiliar. Se observó en el cubículo nada más llegar que el térmico estaba saltado, comprobándose que el motor estaba bien. Una vez que se dió tensión, se hicieron 2 o 3 maniobras de apertura-cierre de la válvula. Se identificó el fallo de la válvula el 7/5/2010 y se reparó el 11/5/2010.

Que en relación al Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD), la Inspección revisó la OT de referencia ME-31102: "Esta válvula no se consigue actuar desde su conmutador en la Sala de Control, ya que se sitúa en abrir y se queda con doble señalización. Tras moverla ligeramente con el volante, se consigue actuar desde la Sala de Control con su maneta" (MOV-1201-62).

Que ésta es la válvula de bypass de las dos bombas principales del Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD). En la reparación, para resolver el problema de orden de actuación de contactos (el segundo de ellos actuaba demasiado pronto), se retrasó la actuación del primero.

**Que con relación al recorrido por la planta las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Que los representantes del titular realizaron una explicación conceptual de la estructura de los procedimientos de operación en la central (POEs, POAs, IOPs, Hojas de Alarmas) y de su utilización en escenarios de parada (esto es condiciones diferentes a la condición de operación a potencia).

Que en base a la documentación emitida por el BWROG y reflejada, entre otros documentos, en las EPGs/SAG, las estrategias de respuesta basadas en síntomas permiten mantener el reactor en situación segura sin que se requiera del Turno de Operación un diagnóstico del suceso iniciador. Sin embargo, los sucesos iniciadores que tienen lugar en condiciones de parada fría o de recarga no fueron considerados de manera específica en el desarrollo de las EPGs/SAG. En consecuencia, los POEs no fueron específicamente diseñados para estas condiciones y, por tanto, estrictamente hablando, no son aplicables en las mismas.

Que los representantes del titular señalaron que, por tanto, en lo que concierne a los POEs, las actuaciones del BWROG tienden a suplir con formación adicional la aplicación de los mismos en escenarios accidentales durante parada fría y recarga, que van más allá de las bases con las que fueron diseñados. Adicionalmente la tendencia del BWROG actualmente no es tanto a desarrollar un conjunto de POEs para estas condiciones, sino al desarrollo de procedimientos específicos de cada planta (que requerirían por tanto de diagnósticos por parte de los Turnos de Operación) que den respuesta a los escenarios accidentales significativos para el riesgo que se vayan identificando. Los representantes del titular señalaron que esta es la aproximación que se está siguiendo en la central.

Que continuando con dicha aproximación, en los últimos años se han desarrollado, o se han revisado, en la central, una serie de procedimientos de operación específicos, teniendo muy en cuenta los análisis y resultados del APS en Otros Modos, tales como el POA-0040-004: "Pérdida de Nivel en la Cavidad o en la Piscina de Combustible con Vasija Abierta y el Sistema de Enfriamiento en Parada en Funcionamiento" (Rev. 3, 2/10/2008).

Que los representantes del titular mostraron a la Inspección un listado de los Procedimientos de Operación Anormal (POA) que serían aplicables a condiciones de parada fría y recarga (del orden de 30), resaltando de entre ellos aquellos que son exclusivos para estas condiciones (del orden de 5).

Que el diagnóstico y selección del POA a aplicar en cada posible escenario accidental en Otros Modos de Operación diferentes a Operación a Potencia se realiza en base a la presencia de una o varias de las condiciones de entrada (aparición de alarmas, superación del valor de determinados parámetros, etc.) de dichos procedimientos.

Que los representantes del titular manifestaron que, en su opinión, un error del Turno de Operación en el diagnóstico de los sucesos iniciadores accidentales que se pueden producir en estas condiciones de la planta resulta muy poco probable; ya que la casuística es muy limitada, y el número de procedimientos para gestionarla es reducido.

Que, desde el punto de vista de la utilización de los procedimientos, los representantes del titular señalaron que en estas condiciones se mantiene la misma filosofía que en los escenarios que se produjeran en operación a potencia, es decir, es decisión del Turno de Operación la utilización simultánea de alguna parte de los POEs y de varios POAs e IOPs, según lo demande el escenario.

**CSN**

CONSEJO DE  
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/12/664

Página 33 de 44

Que, en este marco, la Inspección revisó algunos procedimientos de operación aplicables a los sistemas y acciones humanas relacionados con el objeto de la inspección. En concreto se comentaron aspectos puntuales de:

-POA-0040-004: “Pérdida de Nivel en la Cavidad o en la Piscina de Combustible con Vasija Abierta y el Sistema de Enfriamiento en Parada en Funcionamiento” (Rev. 3, 2/10/2008).

-POA-1000-1: “Pérdida del Sistema de Enfriamiento en Parada” (Rev. 1, 18/2/2005).

-IOP-1000-003: “Enfriamiento con el Shutdown con Vasija Tapada y Pernos Tensionados”. (Rev. 14, 20/4/2010, Entrenamiento en aula en 2010).

-IOP-1000-004: “Enfriamiento de la Piscina de Combustible con el Shutdown” (Rev. 5, 26/2/2009).

-IOP-1000-007: “Enfriamiento del Agua de la Vasija con el Shutdown en Recarga” (Rev. 3, 17/7/2008).

-IOP-1200-002: “Operación del CUD durante el drenaje de RPV y Paradas de la Planta” (Rev. 5, 19/4/2011).

-Libro de alarmas: hoja correspondiente a la alarma PNL 904, ANN 27A, J-1. (Rev. 4, 19/9/2022).

-Libro de alarmas: hoja correspondiente a la alarma PNL 905, ANN 28A, D-5. (Rev. 4, 21/10/2003).

-Libro de alarmas: hoja correspondiente a la alarma PNL 905, ANN 28A, F-4. (Rev. 5, 29/3/2004).

Que la Inspección preguntó a los representantes del titular sobre algunos aspectos relacionados con la Instrucción de Operación Particular IOP-1200-002, rev. 5, “Operación del CUD durante el drenaje de RPV y paradas de la planta”.

Que la Inspección señaló a los representantes del titular que la Instrucción 2.-a.-1) a) del apartado F del procedimiento, en la que se resalta la no conveniencia de drenar el reactor durante periodos largos de tiempo sin caudal de retorno al mismo, resultaba poco concreta al no especificar un tiempo de referencia ni ninguna señal que pueda alertar sobre un drenaje excesivo.

Que al respecto los representantes del titular reconocieron que esta instrucción, tal y como estaba redactada, podría ser tratada más como una precaución que como una instrucción de operación, lo cual sería tenido en cuenta en una próxima revisión del procedimiento.

Que asimismo la Inspección preguntó a los representantes del titular por la conveniencia de incluir en la Instrucción 2.-a.-1) c) del apartado F (drenaje al Condensador), la necesidad de observar el nivel en el reactor, además de la presión y el caudal de drenaje en aras de prevenir un drenaje excesivo de la vasija. Que al respecto los representantes del titular señalaron que efectivamente el nivel también sería una variable a vigilar en esta operación.

Que adicionalmente la Inspección señaló que en la Instrucción 2.-a.-2) del apartado F (drenaje al Radwaste) no se incluía la necesidad de observar la presión y el caudal de drenaje, variables que sin embargo sí se instaba a controlar en caso de drenaje al Condensador. Que al respecto los representantes del titular respondieron que efectivamente sería conveniente incluir un párrafo complementario en este sentido

Que la condición de entrada al POA-0040-004 es la aparición de algunas de las tres alarmas siguientes: a) Alto/bajo nivel RPV vasija abierta/cerrada (PNL-904, ANN 27A, J-1); b) Alto/bajo nivel skimmer/piscina (PNL-904, ANN 27A, D-2); c) Canal A&B bajo nivel RPV (PNL 905, ANN 28A, F-4).

Que la primera de éstas es la alarma cuyo tarado se decide por parte del Operador de Reactor de turno antes del inicio de la maniobra de retirada de la tapa de la vasija y cuyo valor no queda documentado en la Sala de Control (según se ha descrito en otro apartado de la presente Acta de Inspección) y tiene un rango de puntos de tarado que podría oscilar entre [+ 630 cm y -170 cm]; la segunda de estas alarmas permite detectar pérdidas de inventario en la piscina de combustible gastado, pero no en la cavidad de recarga cuando la piscina está aislada; la tercera de estas alarmas tiene un punto de tarado de [+ 18 cm].

Que la Inspección señaló que en escenarios de posible drenaje de la cavidad de recarga, cuando ésta estuviese llena y aislada de la piscina de combustible (nivel aproximado de 11,164 m), la primera alarma que podría activarse para entrar en el POA-0040-004 sería al alcanzarse el nivel de 6,3 m.

Que los representantes del titular expusieron que los drenajes de este tipo serían rápidamente percibidos tanto por el personal presente en la plataforma de recarga, como por el Turno de Operación a través de los monitores conectados a las cámaras de televisión que enfocan la superficie del agua.

Que los representantes del titular señalaron que, en el marco del análisis que están acometiendo para valorar la posibilidad de extender el rango del instrumento de nivel de inundación de vasija (con vasija abierta) a toda la cavidad de recarga, cabría la posibilidad de revisar esta alarma, así como utilizar otros parámetros adicionales como condiciones de entrada al POA-0040-004.

Que durante la inspección se señaló que el desarrollo y/o actualización en la central de estos procedimientos de respuesta a anomalías en parada fría y en recarga habían contribuido notablemente a mejorar la potencial respuesta de la planta a la gestión de un hipotético suceso iniciador en estos escenarios.

Que, así mismo, los representantes del titular indicaron que en las últimas recargas se ha adoptado la práctica de preparar un dossier específico de documentación para el personal del Turno de Operación, en el que, entre otras cosas, se recopilan en un único documento todos los POAs que podrían ser aplicables en esas situaciones (independientemente de la copia de los POAs, y de todos los procedimientos de operación, que existen en todo momento en la Sala de Control). Los representantes del titular se comprometieron a enviar a la Inspección un resumen o índice de dicho dossier, que ilustre el tipo de documentación específica que se entrega a los Turnos de Operación. Así mismo señalaron el énfasis que se está dando también a la formación de los miembros de los Turnos de Operación en estos aspectos.

Que, no obstante, los representantes del titular señalaron que verificarán el estado de estos procedimientos de operación ante anomalías en parada fría y recarga de la central en relación a otras centrales nucleares de diseño similar, con el fin de comprobar si existen posibilidades de una mejor integración de los síntomas de entrada a cada procedimiento, las relaciones y solapes ente los mismos, etc.; de manera que se reduzca al mínimo la necesidad de acometer diagnósticos por parte del Turno de Operación.

Que la hoja del libro de alarmas correspondiente a la alarma amarilla de “Nivel RPV alto/bajo” (PNL 905, ANN 28A, D-5), con puntos de tarado [+112 cm y + 43 cm], indica entre sus acciones inmediatas: “En caso de estar en parada con el SHC en operación y ante un descenso de nivel, referirse al POA-0040-4”. Es previsible que, en caso de que esta alarma avise al Turno de Operación de una señal de bajo nivel, lo haga en condiciones de vasija cerrada; sin embargo el POA aplica a condiciones de vasija abierta. Así mismo, esta alarma no es ninguna de las tres alarmas de entrada al POA.

Que una situación similar ocurre con la hoja del libro de alarmas correspondiente a la alarma “Canal A&B bajo nivel RPV” (PNL 905, ANN 28A, F-4); si bien esta alarma sí es, formalmente, condición de entrada al POA.

Que la Inspección señaló un posible error en el APS de la central, ya que en el análisis de la acción humana de aislamiento del drenaje del CUD en el escenario 4 (escenario con vasija cerrada), se indica que se realizaría utilizando el POA-0040-004. Sin embargo este POA sólo aplica a escenarios con vasija abierta.

Que en el POA-0040-004, página 2/4, en la rama de la derecha se indica: “Mantener al menos el nivel de la piscina en la cota inferior del canal de transferencia”. La Inspección indicó que, actualmente, no existe una correspondencia directa disponible para el Turno de Operación entre esa cota señalada en el procedimiento y la instrumentación disponible en la Sala de Control.

Que en el POA-0040-004, página 2/4, en la rama de la derecha se indica que para mantener ese nivel en la piscina de combustible una alternativa es mediante “PCI con las mangueras a la planta de recarga”. A este paso del procedimiento se llega con el nivel en RPV por debajo de +18 cm (condición establecida en la rama de decisión previa). Adicionalmente, en la rama izquierda de este procedimiento en esa misma página, se indica que antes de que el nivel en la cavidad de recarga - piscina de

combustible esté por debajo de la cota inferior del canal de transferencia de combustible (aproximadamente + 4,238 m) se debe “Desalojar la planta de recarga”.

Que la Inspección preguntó por qué el procedimiento recoge la acción humana de aporte manual de agua a la piscina de combustible con las mangueras de PCI desde la plataforma de recarga cuando el nivel en la vasija ha descendido a 0,18 m si, a los 4,238 m, ya se debería haber dado orden de abandonar la plataforma de recarga según el propio procedimiento. Entre otras cosas, ya en esas condiciones del nivel de agua a la altura de la cota inferior del canal de transferencia, el colchón de agua sobre la parte superior de los elementos combustibles irradiados de la piscina de combustible sería de tan sólo unos 19 cm (muy inferior al colchón de agua requerido como blindaje en las operaciones normales de movimiento de un elemento combustible).

Que los representantes del titular señalaron que el procedimiento se redacta de acuerdo a las condiciones y necesidades operativas, esto es, teniendo en cuenta la posibilidad de aportar agua con el PCI y que, en caso de ser necesario realizar esta acción en una situación accidental, los responsables de Protección Radiológica de la instalación impondrían en ese momento las limitaciones y requisitos pertinentes para acometer o no la acción por parte del personal de operación.

Que la Inspección cuestionó si esas limitaciones y requisitos no deberían estar ya integrados en el propio procedimiento de operación, de manera que se valore de antemano la viabilidad de la acción por otro tipo de restricciones, aunque no sean operativas, y se diseñe por adelantado una estrategia integral de respuesta a la situación anómala.

Que la Inspección revisó en la Sala de Control (Edificio de Turbina) la instrumentación y control asociada a los sistemas, equipos y componentes relacionados con el objeto de la inspección. Básicamente:

- Panel 903: Indicadores y registradores de nivel RPV.
- Panel 904: Indicadores y controles del sistema SHC.
- Panel 904: Indicadores, registradores y controles del sistema CUD.
- Panel 904: Indicadores y registradores de la piscina de combustible gastado.
- Panel 904: Alarma e indicadores de nivel de inundación de RPV.
- Panel 905: Alarmas e indicadores y registradores de nivel RPV.

Que en el panel 904, los dos indicadores (LI-1001-45A/B) de caudal del SHC (lazo A y lazo B) están situados fuera de la línea azul del panel que delimita la instrumentación del sistema SHC. Los representantes del titular señalaron que esos indicadores permiten ver el caudal del SHC tanto cuando está alineado a la vasija del reactor como cuando está alineado a la piscina de combustible gastado.

Que en el panel 905, el registrador LR-263-133 carece de una escala interna adecuada de nivel RPV (sólo aparece el rollo de papel con marcas del 0 al 100%). El rango de -150 cm a + 150 cm sólo aparece en la etiqueta colocada en la parte superior del registrador.

Que en el panel 905, el indicador de nivel de vasija LI-640-26 y el registrador de nivel de vasija LFR-640-26 no tienen indicación del rango de su escala. Los representantes del titular señalaron que valorarán la incorporación del mismo, al menos en sus etiquetas.

Que en el panel 904, el indicador del CUD relativo a caudal de drenaje (FI-1290-11), tiene un rango de escala que va de 0 a 14 l/s. La Inspección cuestionó si ese rango es adecuado, teniendo en cuenta que, según los propios procedimientos de la planta (IOP-1200-2 "Operación del CUD durante el drenaje de RPV y paradas de la planta", Rev. 5), el máximo caudal que se puede derivar por el sistema es de 47 l/s.

Que los representantes del titular confirmaron que, efectivamente, ése es por diseño el máximo caudal de derivación del CUD y, así mismo, indicaron que para alcanzar ese caudal sería necesario abrir al 100% la válvula MOV-1201-76 (válvula situada en la línea de bypass del orificio restrictor de la línea de derivación del CUD hacia el condensador principal y hacia el sistema de tratamiento de residuos). Si dicha válvula permaneciera cerrada, como ocurre habitualmente, el máximo caudal de derivación que podría circular por el orificio restrictor sería de 14 l/s.

Que dado que el sensor de caudal que envía señal al indicador FI-1290-11 está ubicado junto al orificio restrictor, el máximo caudal de derivación que puede medir es, tanto por el propio rango del indicador como por el máximo caudal de diseño en ese tramo, de 14 l/s. En consecuencia, el diseño de esa instrumentación de caudal no permitiría supervisar posibles derivaciones de caudal en el rango entre 14 y 47 l/s.

Que los representantes del titular señalaron que analizarán las bases de este diseño original de la planta (en cuanto a ubicación física del sensor en la línea de derivación y en cuanto a su rango de medida) y, en su caso, la idoneidad del mismo.

Que en el panel 904, el indicador LI-263-101B (Nivel Inundación Vasija Abierta), en operación a potencia y en parada con la vasija cerrada, tiene colocada una cinta adhesiva negra sobre la indicación digital de nivel. Esta cinta adhesiva negra se cambia al indicador adyacente LI-263-101A (Nivel Inundación Vasija Cerrada), durante las paradas con la vasija abierta.

Que el único objetivo de dicha cinta adhesiva negra es ocultar el valor digital del indicador que se encuentra inoperable en cada estado operativo. Los representantes del titular señalaron que valorarán diseñar, para desempeñar esa misma función, algún dispositivo menos precario.

Que, en el panel 903, el indicador LI-263-125 (nivel reactor, rango -200 a -800 cm) se activa, se pone en funcionamiento, para mostrar una señal real de nivel en sala de control, cuando se produce señal de bajo nivel en el reactor (+18 cm) activada mediante

una señal generada desde el transmisor de nivel LT-263-122. Según indicaron los representantes del titular se trata del único caso de instrumento de indicación con esta característica.

Que, por tanto, en condiciones normales de operación, este indicador está inactivo.

Que dado que se trata aún de un indicador analógico convencional antiguo, diferente a otros indicadores digitales que ya se han ido implantando en la Sala de Control, su apariencia externa no permitiría diferenciar por ejemplo entre un estado inactivo y un estado activo con nivel por debajo de escala (en ambos casos la aguja indicadora estaría en la parte inferior, a fondo de escala), o entre un estado inactivo y un estado con nivel inferior a -200 cm en el que hubiera fallado la señal de activación.

Que los representantes del titular señalaron que valorarán la bondad de este diseño y lo tendrán en cuenta al establecer prioridades en el programa que tienen en marcha de sustitución de indicadores y registradores analógicos por digitales en la Sala de Control, valorando si esa sustitución permitiría tener una indicación positiva en cada momento del estado del indicador.

Que, posteriormente, la Inspección recorrió algunas zonas de la planta en las que existen equipos asociados a los sistemas y acciones humanas relacionados con el objeto de la inspección.

Que durante el recorrido por la planta la Inspección comprobó la configuración real de parte de las líneas correspondientes al Sistema de Purificación del Agua del Refrigerante del Reactor (CUD) y del Sistema de Enfriamiento del Reactor en Parada (SHC), verificando el estado superficial de las mismas, la localización, el tipo y el estado de los soportes, así como, la situación de las válvulas, verificando su posición y enclavamiento, en caso de aplicar.

Que la Inspección recorrió las siguientes zonas del Edificio del Reactor:

- Elev. + 518,2 m: Sala unión tubería descarga SHC a tubería penetración LPCI B al Pozo Seco.
- Elev. + 518,2 m: Sala de bombas del SHC.
- Elev. + 524,4 m: Zona de racks de instrumentación de nivel RPV, transmisores 80 y 82.
- Elev. + 524,4 m: Zona de cambiadores y bombas del RBCCW.
- Elev. + 524,4 m: Zona anterior a la entrada a la sala de cambiadores de calor del SHC.
- Elev. + 524,4 m: Sala de cambiadores de calor del SHC.
- Elev. + 524,4 m: Sala de bombas del CUD.

-Elev. + 539,0 m: Sala de tanques de rebose de la piscina de combustible gastado.

-Elev. + 546,9 m: Planta de recarga.

Que para el SHC, su requisito de diseño 4.3.1 establece: "El sistema se opera manualmente desde Sala de Control y/o localmente, permitiendo realizar los alineamientos y/o acciones de recuperación" (Documento de Bases de Diseño DBD-37, Rev. 4). También en el DBD, en la base de dicho requisito de diseño se expone: "Permitir operar el sistema desde Sala de Control y realizar las acciones de recuperación necesarias en caso de fallo simple de un componente activo". La referencia aportada en el DBD para este requisito de diseño y su base es: "P214446-SRTM-NT-001, Rev. 0, Estudio de seguridad sobre la capacidad de evacuación de la potencia residual durante la descarga y almacenamiento del combustible irradiado. Informe final. [REDACTED], Octubre 1997".

Que la Inspección recorrió algunas zonas de la central en las que se encuentran los equipos y acciones humanas objeto de la inspección. En este sentido se visitaron algunas de las zonas en las que existen componentes del SHC, revisando cómo la ubicación, disposición física de los equipos, etiquetado, iluminación, sistemas de comunicación, etc., garantizan el cumplimiento de este requisito de diseño 4.3.1 en lo que concierne a la operación manual local del sistema.

Que se identificaron algunas válvulas del SHC cuya accesibilidad para maniobrar sobre ellas no parece sencilla, tales como:

-Válvula motorizada MOV-1001-05 (válvula tubería descarga común SHC antes de penetración al Pozo Seco), ubicada tras un soporte de tuberías, sobre la tubería de inyección del LPCI B. [Edificio del Reactor. Elev. + 518,2 m: Sala unión tubería descarga sistema SHC a tubería penetración LPCI B al Pozo Seco].

-Válvulas manuales V-1001-78A/B (válvulas en la tuberías procedentes de los tanques de rebose de la piscina de combustible gastado, hacia la aspiración de las bombas del SHC), ubicadas en altura. [Edificio del Reactor. Elev. + 518,2 m: Sala de bombas del SHC].

-Válvula manual V-1001-75 (válvula en la tubería procedente de los tanques de rebose de la piscina de combustible gastado, hacia la aspiración de la bomba A del SHC, aguas arriba de la válvula V-1001-78A), ubicada en altura, con una plataforma fija anexa, requiriéndose para el acceso a la misma del uso de alguna de las escaleras rígidas portátiles sin jaula de protección disponibles en las proximidades. [Edificio del Reactor. Elev. + 524,4 m: Zona de cambiadores y bombas del sistema RBCCW].

-Válvula manual V-1001-79A (válvula en la tubería de descarga del SHC, tren A, hacia la piscina de combustible gastado), ubicada en altura, sin medios físicos previstos de accesibilidad. [Edificio del Reactor. Elev. + 524,4 m: Sala de cambiadores de calor del SHC].

-Válvula motorizada V-1001-4A (válvula a la descarga del cambiador de tren A, controladora de caudal del tren A del SHC), ubicada en altura junto a una plataforma fija con acceso mediante escalera fija vertical de servicio sin jaula de protección anticaída [Edificio del Reactor. Elev. + 524,4 m: Sala de cambiadores de calor del SHC].

-Válvula motorizada MOV-1001-01 (válvula aspiración tubería común SHC dentro del Pozo Seco), no se visitó durante la inspección dada su ubicación en el interior del Pozo Seco. Su accesibilidad en determinadas condiciones operativas puede ser muy limitada.

Que, continuando con el requisito de diseño 4.3.1 en lo relativo a la operación manual local del sistema, las válvulas motorizadas VM-1001-4A/B, tal y como establece el requisito de diseño 4.3.3, deben permitir regular el caudal del SHC hacia la vasija del reactor (no controlan el caudal hacia la piscina de combustible gastado ya que se encuentran aguas abajo de la tubería de derivación hacia la piscina y el sistema se alinea bien a la vasija o bien a la piscina) para controlar el enfriamiento del reactor, con el fin de no exceder el ritmo máximo de enfriamiento de 55°C/hora. Estas válvulas (junto con las manuales de derivación a piscina y los cambiadores de calor) están ubicadas en la elevación + 524,4 m (Sala de cambiadores de calor del SHC) del Edificio del Reactor. En la elevación + 518,2 m (Sala unión tubería descarga sistema SHC a tubería penetración LPCI B al Pozo Seco) del Edificio del Reactor se encuentran los dos transmisores (FT-1001-45A/B) de caudal de descarga de ambos trenes del SHC, que miden el caudal a la descarga de los cambiadores (aguas arriba de las válvulas VM-1001-4A/B y de la derivación hacia la piscina de combustible).

Que el control local del caudal de agua aportado por el SHC requeriría del establecimiento de un sistema de comunicación entre el Auxiliar de Operación que actuase localmente la válvula VM-1001-4A ó la B y el Turno de Operación en la Sala de Control, de tal manera que supervisase en la instrumentación el efecto de las acciones de control sobre el volante de las válvulas y diese realimentación al Auxiliar.

Que la Inspección planteó adicionalmente, continuando con la operación manual local del SHC, que, teniendo en cuenta que las válvulas MOV-1001-1 y MOV-1001-5 se alimentan de corriente alterna del tren A de salvaguardias y las válvulas MOV-1001-2A/B y MOV-1001-4A/B de corriente continua del tren B de salvaguardias, ante un hipotético escenario en que estuviera el tren hidráulico B del SHC en funcionamiento (tren hidráulico A parado) y se perdiera la alimentación eléctrica del tren B de salvaguardias, para la extracción de calor con el SHC se tendría que recurrir a operar con el tren hidráulico A, pero controlando localmente el ritmo de enfriamiento con la válvula MOV-1001-4A.

Que, durante la inspección por planta, en la sala de bombas del CUD (elevación + 524,4 m) la Inspección observó un cable eléctrico con un extremo abierto, descolgado aproximadamente un metro desde una bandeja de cables, situado a gran altura y con dicho extremo próximo a la etiqueta de la penetración R.3.E01. Los representantes del titular notificaron este tema en su sistema de identificación de anomalías para identificar

el cable y resolver la anomalía. La Inspección solicitó conocer el resultado de esta actuación del titular tan pronto como fuera conocido.

Que para cubrir algunos objetivos de la inspección, relacionados con las acciones humanas, se desarrolló una sesión específica de simulación en el Simulador de la Sala de Control de la central.

Que, en concreto, con esta sesión, se pretendía inspeccionar la bondad del diseño de la Sala de Control de la central para permitir y facilitar la reducción de nivel de refrigerante en la RPV con el CUD, así como la puesta en servicio y control del SHC tras su aislamiento por bajo nivel en un escenario accidental.

Que adicionalmente al objetivo de inspeccionar el diseño de la Sala de Control en el sentido amplio del término (ergonomía de la Sala de Control, ubicación de los miembros del Turno de Operación, posición relativa de los paneles, disposición y adecuación de la instrumentación, adecuación de los procedimientos de operación, etc.) para facilitar la realización de las acciones humanas objeto de la inspección, se inspeccionó la fidelidad del Simulador con la Sala de Control real en lo que concierne a estas dos acciones humanas concretas.

Que esta sesión se celebró durante parte de la mañana del día 16/12/11 y en ella participó directamente el responsable de [REDACTED] para el Simulador de la Sala de Control de la central, así como dos instructores de personal con Licencia de Operación de dicha empresa, que fueron los encargados de simular la actuación de un Supervisor y de un Operador de Reactor y de Turbina.

Que el escenario simulado, que había sido seleccionado previamente por la Inspección y comunicado al titular, fue el escenario 4 (secuencia 2) del APS en Otros Modos de la central, con las siguientes características:

- Condición 4.
- Enfriamiento con el SHC, en servicio.
- Necesidad de realizar un drenaje del refrigerante del reactor utilizando el CUD.
- Malfuncionamiento en el CUD [fallo abierta de la válvula de drenaje hacia el condensador (con máximo caudal de derivación posible) y simulación de error humano que permite que el drenaje progrese hasta alcanzarse bajo nivel (+18cm) en RPV, con el consiguiente aislamiento del SHC].
- Arranque de sistemas de baja (LPCI y/o CS). Funcionamiento correcto con por ejemplo el LPCI ó con el CS (cualquiera).
- Puesta en funcionamiento del IC, con fallo del mismo.
- Despresurización manual.



-Puesta en funcionamiento del SHC.

Que previamente al inicio de la sesión de simulación la Inspección mantuvo una reunión con los técnicos de [REDACTED] encargados de la gestión del Simulador, así como con los responsables de formación y de operación de la central, con el objetivo de exponerles los objetivos de la inspección en general, así como de esta sesión de simulación en particular.

Que los representantes del titular señalaron que la simulación de un escenario equivalente, pero en condición 5 (escenario 5 del APS) no era posible dadas las limitaciones de simulación termohidráulica del Simulador con la vasija abierta.

Que el Simulador funcionó según lo previsto, salvo que en las últimas fases del escenario, cuando se estaba en proceso de alcanzar las condiciones de puesta en funcionamiento del SHC, la simulación termohidráulica se detuvo. Esta situación se repitió en el segundo intento. Los representantes del titular expusieron que se estaba entrando en unas zonas de simulación inestables, difíciles de reproducir para los códigos.

Que tras la simulación del escenario, la Inspección mantuvo una reunión de análisis con los técnicos del titular y de [REDACTED] en la que se comentaron los aspectos del diseño de la Sala de Control y del Simulador (entendido en el sentido amplio del término diseño ya mencionado) relacionados con las acciones humanas objeto de la inspección.

Que se volvió a plantear la cuestión sobre la idoneidad de la ubicación física en la línea de derivación, y del rango, del sensor de caudal que envía señal al indicador (FI-1290-11) de caudal de drenaje del CUD en la Sala de Control.

Que los representantes del titular entregaron a la Inspección un fichero con la evolución de los parámetros más relevantes de la simulación, previamente seleccionados. En este sentido, se señaló que actualmente el Simulador no dispone de la capacidad de registrar automáticamente los instantes de aparición y desaparición de las alarmas.

**Que referente al Programa de Acciones Correctivas (PAC) las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:**

Que el día 15/12/11 la Inspección preguntó por el tratamiento dado en el Programa de Acciones Correctivas (PAC) a los diferentes hallazgos asociados al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609 correspondiente a la inspección funcional de sistemas realizada en 2009.

Que los representantes del titular entregaron a la Inspección, como respuesta, una Ficha de Evaluación Externa del PAC de Subtipo CSN-ACTA, Código 09/609, Fecha de Alta 02/02/2010 y Código del PAC PM (Propuesta de Mejora).

Que la Inspección constató sobre la citada ficha que los hallazgos de inspección habían sido registrados en el PAC como PM (Propuesta de Mejora) y, asimismo, que en la citada ficha no figuraban todos los hallazgos asociados al Acta de Inspección

**CSN**

CONSEJO DE  
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/12/664

Página 43 de 44

CSN/AIN/SMG/09/609, ya que no estaba el hallazgo relativo al proceso de dedicación incompleto del indicador digital asociado al TIS-1901-100B.

Que la Inspección recordó a los representantes del titular que sobre la identificación de los hallazgos de las inspecciones del CSN como PM (Propuesta de Mejora) había documentado con anterioridad un hallazgo asociado al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/07/565.

Que la Inspección, además, preguntó a los representantes del titular la razón existente para que en la mencionada ficha no figuraran todos los hallazgos asociados al Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/09/609.

Que los representantes del titular expusieron que la citada ficha corresponde a la entrada que realizan en el PAC al recibir el Acta de Inspección. Que la Inspección constató que en la mencionada ficha los hallazgos figuran con la identificación que se les adjudica internamente en el CSN en el momento de preparar la carta trimestral de comunicación al titular de los resultados del SISC, varios meses después de realizada la inspección, y que si el titular había actualizado la ficha con dicha identificación al recibir la carta, el titular también podía haberla actualizado con la totalidad de los hallazgos descritos en la carta.

Que, a continuación, los representantes del titular localizaron y entregaron a la Inspección una Ficha de Evaluación Externa del PAC de Subtipo CSN-CAR, Código 10/88, Fecha de Alta 26/07/2010 y Código del PAC NA (No aplica), sobre la cual la inspección constató que indica que se da de alta en el PAC como no conformidad el hallazgo relativo al proceso de dedicación incompleto del indicador digital asociado al TIS-1901-100B.

Que el día siguiente, 16/12/11, los representantes del titular entregaron a la Inspección cinco Fichas de Evaluación Externa del PAC correspondientes a los cinco hallazgos asociados al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609. Que las Fichas de Evaluación Externa del PAC eran las siguientes: Subtipo CSN-CAR, Código SMG-609-1, Fecha de Alta 14/04/2010 y Código del PAC NC (No Conformidad); Subtipo CSN-CAR, Código SMG-609-2, Fecha de Alta 14/04/2010 y Código del PAC NC (No Conformidad); Subtipo CSN-CAR, Código SMG-609-3, Fecha de Alta 14/04/2010 y Código del PAC NC (No Conformidad); Subtipo CSN-CAR, Código SMG-609-M1, Fecha de Alta 14/04/2010 y Código del PAC NC (No Conformidad); y Subtipo CSN-CAR, Código SMG-609-M2, Fecha de Alta 14/04/2010 y Código del PAC NC (No Conformidad).

Que la Inspección constató sobre las citadas fichas, que su Fecha de Alta 14/04/2010 y su Código del PAC NC (No Conformidad), no eran consistentes con la Ficha de Evaluación Externa del PAC entregada por los representantes del titular a la Inspección el día anterior, 15/12/11, de Subtipo CSN-CAR, Código 10/88, Fecha de Alta 26/07/2010 y Código del PAC NA (No aplica).

**CSN**

CONSEJO DE  
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/12/664

Página 44 de 44

Que con el fin de que quede constancia de cuanto antecede, y a los efectos que señalan la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, se levanta y suscribe la presente Acta, por triplicado, en Madrid y en la sede del Consejo de Seguridad Nuclear a 8 de febrero de 2012.

[Redacted signature area]

INSPECTOR



**TRAMITE:** En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 45 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se invita a un representante autorizado de la C.N. Santa María de Garoña para que con su firma, lugar y fecha, manifieste su conformidad o reparos con el contenido del Acta.

COMENTARIOS A LA PRESENTE ACTA EN HOJAS ADJUNTAS

Santander, 27 de febrero de 2012

*p.a.*

[Redacted signature area]  
Director de Ingeniería



**COMENTARIOS AL ACTA DE INSPECCIÓN**  
**REF. CSN/AIN/SMG/12/664**

**PÁGINA 2 DE 44 PÁRRAFO 1º**

Comentario:

Respecto de las advertencias contenidas en la carta de transmisión así como en el acta de inspección, sobre la posible publicación de la misma o partes de ella, se desea hacer constar que toda la documentación mencionada y aportada durante la inspección tiene carácter confidencial, afecta a secretos comerciales y además está protegida por normas de propiedad industrial e intelectual por lo que no habrá de ser en ningún caso publicada, ni aún a petición de terceros. Además, dicha documentación se entrega únicamente para los fines de la Inspección. Igualmente, tampoco habrán de ser publicados los datos personales de ninguno de los representantes de la instalación que intervinieron en la inspección.

**PÁGINA 6 DE 44, PÁRRAFO 4º**

Comentario:

La revisión general de la válvula CHKV-1201-6 se realiza cada 6 años atendiendo al Trabajo Programado TP-MM-3680 y según la gama GM-MM-1351. El hecho de que no se aportaran estos documentos o su referencia puede estar asociado a que durante el transcurso o cierre de la Inspección no se identificó tal necesidad. Si se estima necesario se puede realizar el envío de esta información.

**PÁGINA 7 DE 44, ÚLTIMO PÁRRAFO**

Donde dice:

“Que la Inspección señaló a los representantes del titular que en el apartado 4.3.6 del DBD no se hace referencia a la señal de aislamiento de la contención aplicable a las válvulas MOV -1001-1/2A/2B/5, por alta temperatura...”

Debería decir:

“Que la Inspección señaló a los representantes del titular que en el apartado 4.3.6 del DBD no se hace referencia a la señal de aislamiento de las válvulas MOV -1001-1/2A/2B/5, por alta temperatura...”

Comentario:

El aislamiento del sistema por alta temperatura no es una señal de aislamiento de contención, sino del propio sistema. Esta señal no está incluida en el Grupo de Aislamiento 3A.

**PÁGINA 10 DE 44, PÁRRAFO 2º**

Donde dice:

“Que en este sentido la Inspección verificó que en el apartado 4.1.1 del DBD-053 correspondiente al RBCCW, se señalaba un valor de 32,78 °C para la temperatura del agua enfriada de este sistema, inferior a los valores de 33,33 °C y 29,4 °C requeridos en los cambiadores de SHC para extraer la carga térmica....”

Debería decir:

“Que en este sentido la Inspección verificó que en el apartado 4.1.2 del DBD-053 correspondiente al RBCCW, se señalaba un valor de 32,78 °C para la temperatura del agua enfriada de este sistema, inferior al valor de 33,33 °C requerido en los cambiadores de SHC para extraer la carga máxima carga térmica....”.

Comentario:

De acuerdo con el apartado 4.1.3 del DBD-037, el dato de 33,33 °C es el valor de temperatura de diseño a la entrada a los cambiadores de SHC para las condiciones de máxima carga térmica, con una temperatura en el agua del reactor de 176,67 °C y una transferencia de calor de 19,34 MW. El valor de 29,4 °C que se indica adicionalmente en el DBD-037 se corresponde con unas condiciones de transferencia de calor de 4,72 MW para una temperatura de agua del reactor de 51,7 °C.

**PÁGINA 12 DE 44, PÁRRAFO 8º**

Donde dice:

Que en las paradas de recarga, durante la maniobra de retirada de la tapa de la vasija (de igual manera que en el proceso inverso de colocación de la misma al final de la recarga) se pierden, durante aproximadamente media hora, estos dos canales de nivel de inundación de vasija. Los representantes del titular señalaron que esa maniobra que se considera relevante, está precedida de una reunión preparatoria del trabajo celebrada en la Sala de Control y, durante ese tiempo, no está permitido al Turno de Operación la realización de ninguna maniobra de drenaje o movimiento de los niveles del agua de refrigerante.

Debería decir:

Que en las paradas de recarga, durante la maniobra de retirada de las tuberías de la tapa de la vasija (de igual manera que en el proceso inverso de colocación de las mismas al final de la recarga) se procede a efectuar el cambio de instrumentación de vasija cerrada a vasija abierta (y viceversa). Durante el proceso de cambio, se procede a poner en servicio el transmisor asociado a la instrumentación de nivel de vasija abierta y aislar el transmisor asociado a la instrumentación de vasija cerrada (y viceversa). Durante esta maniobra, de escasos minutos, la indicación de nivel puede no ser precisa. Los representantes del titular señalaron que esa maniobra que se considera relevante, está precedida de una reunión preparatoria del trabajo celebrada en la Sala de Control y, durante ese tiempo, no está permitido al Turno de Operación la realización de ninguna maniobra de drenaje o movimiento de los niveles del agua de refrigerante.

**PÁGINA 17 DE 44, PÁRRAFO 4º**

En relación con la válvula RV-1001-6, dice:

"Que aparentemente, las condiciones de temperatura en operación van a ser muy distintas a las de banco, por lo que, en principio parece que se debería aplicar un factor de corrección, por lo que la Inspección manifestó que los representantes del titular debían aclarar este aspecto."

Comentario:

Entendemos que este aspecto fue aclarado durante la inspección, ya que se mostró información del fabricante en la que se comprueba que la prueba en fábrica se realizó teniendo en cuenta la corrección por temperatura. El setpoint de la válvula es de 1875 psig (131,82 kg/cm<sup>2</sup>), para una temperatura de 350 °F. La prueba en fábrica se realizó a 1931,25 psig (135,78 kg/cm<sup>2</sup>), valor que es el resultado de la corrección por temperatura, tal como confirmó el fabricante. El procedimiento IS-M-475 rev 103, indica que la presión de tarado para la prueba en banco es de 135,81 kg/cm<sup>2</sup> valor coherente con el de prueba realizada en fábrica, y que por lo tanto incluye la compensación por temperatura.

**PÁGINA 22 DE 44, PÁRRAFO 4º**

Donde dice:

"Que los tarados de los valores de la alarma ANN-904-27A, coordenadas J-1, leyenda: "Alto/bajo nivel RPV vasija abierta/cerrada", procedentes tanto del interruptor LS-263-130A para nivel de inundación con vasija abierta,..."

Debería decir:

"Que los tarados de los valores de la alarma ANN-904-27A, coordenadas J-1, leyenda: "Alto/bajo nivel RPV vasija abierta/cerrada", procedentes tanto del interruptor LS-263-130B para nivel de inundación con vasija abierta,..."

**PÁGINA 27 DE 44, PÁRRAFO 2º**

Donde dice:

"Que según el cálculo mostrado, MD-392C1, parece concluirse que la presión límite establecida para la tubería...."

Debería decir:

"Que según el cálculo mostrado, MD-392C1, la presión límite establecida para la tubería...."

**PÁGINA 32 DE 44, PÁRRAFO 1º**

Donde dice:

En consecuencia, los POEs no fueron específicamente diseñados para estas condiciones y, por tanto, estrictamente hablando, no son aplicables en las mismas.

Debería decir:

En consecuencia, los POEs no fueron específicamente diseñados para estas condiciones. Mientras que los objetivos de los POEs siguen siendo válidos en estas condiciones, un juicio adicional puede ser requerido para adaptar las estrategias de estos procedimientos a las citadas condiciones de planta.

Comentario:

Muchos de los procedimientos de gestión de sucesos en parada tienen ya incorporado este juicio adicional e indican explícitamente qué parte de las estrategias de los POEs son aplicables.

**PÁGINA 39 DE 44, PÁRRAFO 3º**

Donde dice:

“Que se identificaron algunas válvulas del SHC cuya accesibilidad para maniobrar sobre ellas no parece sencilla, tales como:”

Debería decir:

“Que se identificaron algunas válvulas del SHC, tales como:”

Comentario:

Excepto la válvula MOV-1001-01 (ubicada en el interior del DW), el resto de válvulas son accesibles. De hecho, todas ellas son actuadas en varias fases de una parada de recarga durante alineamientos normales del sistema.

**PÁGINA 40 DE 44, PÁRRAFO 3º**

Donde dice: ....válvulas motorizadas VM-1001-4A/B.....

Debería decir: ....válvulas motorizadas MOV-1001-4A/B.....

**PÁGINA 40 DE 44, PÁRRAFO 4º**

Donde dice: ....válvulas motorizadas VM-1001-4A.....

Debería decir: ....válvulas motorizadas MOV-1001-4A.....

**PÁGINAS 42 Y 43 DE 44. APARTADO RELATIVO AL PAC****Comentario general:**

Como complemento de lo tratado durante la inspección y con el fin de clarificar el contenido del apartado, en lo relativo al tratamiento dado en el PAC a los hallazgos asociados al acta de inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609, así como de facilitar la comprensión de los comentarios que se realizan sobre párrafos concretos, conviene indicar lo siguiente:

Cuando se recibe un Acta de Inspección se procede a abrir una ficha en la que se identifican todas las acciones que se derivan del Acta. En ese momento aún no se dispone de la identificación de hallazgos derivados de la inspección, por lo que las acciones derivadas del Acta se identifican como Propuestas de Mejora, que dan lugar al inicio de las acciones correspondientes.

El tratamiento dado en CNSMG a los hallazgos asociados a las actas de inspección del CSN se lleva a cabo de acuerdo con los procedimientos aplicables (PG-022 "Programa de Acciones Correctivas", GC-GUIA-010 "Tratamiento de No Conformidades en el Programa de Acciones Correctivas (PAC)", etc.), y se ha ido adaptando a los resultados de las distintas inspecciones realizadas por el CSN en las que se ha abordado este tema, en especial las relativas al PAC (Ref. CSN/AIN/SMG/11/639, CSN/AIN/SMG/09/602, CSN/AIN/SMG/07/533, etc.).

De acuerdo con el punto 8 de la GC-GUIA-010, desarrollado para clarificar el tratamiento que debe darse en el PAC a las NC del CSN (hallazgos del SISC) y para establecer la sistemática a seguir en este sentido, la actuación con respecto a las cartas trimestrales de evaluación de resultados del SISC debe ajustarse al siguiente proceso:

(1) Al recibir la carta de comunicación de resultados trimestrales del SISC se dan de alta en el PAC como NC (No Conformidad) todos y cada uno de los hallazgos comunicados por el CSN, y

(2) A continuación se procede a valorar si las actividades emprendidas antes de recibir la carta, derivadas del acta de inspección y/o de NC abiertas a consecuencia de la misma, relacionadas con cada uno de los hallazgos son adecuadas para dar respuesta a los mismos. De no ser así, se abren en el hallazgo en cuestión las acciones adicionales que se consideren necesarias.

De acuerdo con lo anterior y en relación con la pregunta realizada el día 15/12/11 por la Inspección, sobre el tratamiento dado en el PAC a los hallazgos asociados al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609, correspondiente a la inspección funcional de sistemas realizada en 2009, nuestra actuación fue la siguiente:

1.- Con fecha 09/04/10 se recibió carta del CSN de ref. CSN-C-DSN-10-88 en la que se comunican los hallazgos resultantes de la evaluación del SISC correspondiente al 4º trimestre de 2009, estando cinco de ellos (3 verdes y 2 menores) asociados al acta de ref. CSN/AIN/SMG/09/609.

2.- Con fecha 14/04/10 se dieron de alta en el PAC cinco fichas de NC correspondientes a los hallazgos comunicados por el CSN, todas ellas Subtipo: CSN-CAR con Códigos: SMG-609-1/2/3 para los hallazgos verdes, y SMG-609-M1/2 para los hallazgos menores.

3.- Simultáneamente se procedió a identificar las actividades relacionadas con cada uno de los hallazgos iniciadas antes de recibir la comunicación, comprobando la existencia de 4 acciones de mejora derivadas del acta de inspección (ficha PAC dada de alta el 02/02/10: Subtipo: CSN-ACTA, Código: 09/609), y de una NC (ficha PAC dada de alta el 26/02/10: Subtipo: PDV, Código: 181).

4.- Posteriormente se determinó que no era necesaria la apertura de acciones adicionales a las adoptadas previamente, en las NC correspondientes a cada uno de los hallazgos comunicados por el CSN, procediendo de la siguiente manera:

- Hallazgo verde (SMG-609-1): No realización de pruebas periódicas a las válvulas de retención CHKV-288A, 288B, 264 y 269 existentes en las líneas de aportación a las válvulas neumáticas rompedoras de vacío Toro-Edificio del Reactor (AOV-1601-8A/8B). Se consideró que la AC-48 (Subtipo: CSN-ACTA, Código: 09/609) daba una respuesta adecuada al hallazgo.
- Hallazgo verde (SMG-609-2): Ejecución incompleta del procedimiento PV-I-431 mediante el cual se realiza cada 24 meses la calibración del canal de temperatura del Pozo Seco. Se consideró que la AC-59 (Subtipo: CSN-ACTA, Código: 09/609) daba una respuesta adecuada al hallazgo,
- Hallazgo verde (SMG-609-3): Proceso de dedicación incompleto del indicador digital asociado al TIS-1901-100B. Se consideró que las cinco acciones correctivas adoptadas en la NC (Subtipo: PDV, Código: 181), dada de alta en el PAC con fecha 26/02/10, daban una respuesta adecuada al hallazgo,
- Hallazgo menor (SMG-609-M1): Deficiencias en el control de la configuración del Sistema de Control Atmosférico de la Contención Primaria y del Sistema de Alimentación Eléctrica Exterior. Se consideró que la AC-29 (Subtipo: CSN-ACTA, Código: 09/609) daba una respuesta adecuada al hallazgo.
- Hallazgo menor (SMG-609-M2): No realización de reuniones de cierre de los trabajos de mantenimiento. Se consideró que la AC-50 (Subtipo: CSN-ACTA, Código: 09/609) daba una respuesta adecuada al hallazgo.

Asimismo y para asegurar la trazabilidad en el PAC, se hicieron referencias cruzadas tanto en las fichas de las NC correspondientes a cada uno de los hallazgos, en las que se hizo constar la acción o NC que daba respuesta al mismo, como en las citadas acciones o NC en las que se hizo constar, para conocimiento del responsable de su ejecución, que daban respuesta a una NC correspondiente a un hallazgo del CSN.

#### **PÁGINA 42 DE 44, PÁRRAFO PENÚLTIMO**

Comentario:

Por error, lo que se entregó en ese momento a la Inspección corresponde a la ficha que refleja el tratamiento dado en el PAC a las (59) acciones derivadas del acta de inspección, no la relativa a los hallazgos (NC) asociados a la misma. La información correcta en relación con los hallazgos derivados de la inspección se entregó al día siguiente, 16/12/11, como figura posteriormente en este acta (párrafo 6º de página 43 de 44).

**PÁGINA 42 DE 44 PÁRRAFO ÚLTIMO**

Comentario:

Tal como se ha expuesto en el comentario general, la ficha entregada inicialmente corresponde a las acciones derivadas del Acta de Inspección, cuando aún no se han comunicado los hallazgos de esa inspección. Según figura más adelante en éste acta (párrafo 6º de página 43 de 44), todos los hallazgos asociados al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609 fueron dados de alta como NC (No Conformidad) con fecha 14/04/10. Además, el relativo al proceso de dedicación incompleto del indicador digital asociado al TIS-1901-100B, ya figuraba como NC desde el 26/02/10 (PDV-181).

**PÁGINA 43 DE 44 PÁRRAFO 2º**

Comentario:

Tal como se ha expuesto en el comentario general, los hallazgos asociados a las inspecciones del CSN se identifican como NC (No Conformidad), no como PM (Propuesta de Mejora) de acuerdo con la GC-GUIA-010 "Tratamiento de No Conformidades en el Programa de Acciones Correctivas (PAC)". Dicha guía se ha desarrollado, en parte, para dar respuesta al hallazgo referido por la Inspección asociado al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/07/565.

**PÁGINA 43 DE 44 PÁRRAFO 3º**

Comentario:

Tal como se ha expuesto en el comentario general, y figura posteriormente en éste acta (párrafo 6º de página 43 de 44), todos los hallazgos asociados al Acta de Inspección de referencia CSN/AIN/SMG/09/609 fueron dados de alta como NC (No Conformidad) con fecha 14/04/11. Además, el relativo al proceso de dedicación incompleto del indicador digital asociado al TIS-1901-100B, ya figuraba como NC desde el 26/02/10 (PDV-181).

**PÁGINA 43 DE 44 PÁRRAFO 4º**

Comentario:

Lo que se incluye en la ficha referida, tal como se ha expuesto en el comentario general, es la anotación, en la descripción de la acción, del hecho de que la misma da respuesta a un hallazgo concreto para conocimiento del responsable de su ejecución.

**PÁGINA 43 DE 44 PÁRRAFO 5º**

Comentario:

La ficha entregada a la Inspección corresponde a la carta de comunicación de los resultados de la evaluación del SISC por parte del CSN en el 4º trimestre de 2009, y su única finalidad es reflejar en una sola ficha PAC el tratamiento dado al conjunto de los hallazgos comunicados. Como ya se ha expuesto anteriormente, con fecha 14/04/10 ya habían sido dados de alta como NC todos y cada uno de los hallazgos comunicados.

**PÁGINA 43 DE 44 PÁRRAFO 7º**

Comentario:

La ficha Subtipo CSN-CAR, Código 10/88, tiene carácter informativo y fue dada de alta con fecha 26/07/10, bastante después del alta de las NC (14/04/10) con la única finalidad de reflejar en una sola ficha, el tratamiento dado al conjunto de los hallazgos, facilitando de esta manera su trazabilidad en el PAC. Su información es redundante y procede de las NC con fecha de alta 14/04/10.



Santander, 27 de febrero de 2012

p.a.

[Redacted]  
[Redacted]  
Director de Ingeniería



## DILIGENCIA

En relación con el Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/12/664, de fecha 8 de febrero de 2012, correspondiente a la inspección realizada a la C. N. Santa María de Garoña los días 12, 13, 14, 15 y 16 de diciembre de 2011, los inspectores que la suscriben declaran con relación a los comentarios formulados en el TRÁMITE de la misma:

- **Página 2 de 44, párrafo 1º:** El comentario no modifica el contenido del acta.
- **Página 6 de 44, párrafo 4º:** Se acepta el comentario.
- **Página 7 de 44, último párrafo:** Se acepta el comentario.
- **Página 10 de 44, párrafo 2º:** Se acepta el comentario.
- **Página 12 de 44, párrafo 8º:** Se acepta el comentario.
- **Página 17 de 44, párrafo 4º:** Se acepta el comentario.
- **Página 22 de 44, párrafo 4º:** Se acepta el comentario que se refiere a un error mecanográfico.
- **Página 27 de 44, párrafo 2º:** Se acepta el comentario.
- **Página 32 de 44, párrafo 1º:** El párrafo queda redactado en los términos siguientes “En consecuencia, los POEs no fueron específicamente diseñados para estas condiciones y, por tanto, estrictamente hablando, no son directamente aplicables en las mismas. Por ello, mientras que los objetivos de los POEs siguen siendo válidos en estas condiciones, un juicio adicional es requerido para adaptar las estrategias de estos procedimientos a las citadas condiciones de planta”.
- **Página 39 de 44, párrafo 3º:** No se acepta el comentario.
- **Página 40 de 44, párrafos 3º y 4º:** Se acepta el comentario que se refiere a un error mecanográfico.
- **Página 42 de 44, párrafos penúltimo y último:** El comentario no modifica el contenido del acta.
- **Página 43 de 44, párrafos 2º, 3º, 4º, 5º, 7º:** El comentario no modifica el contenido del acta.

Madrid, a 1 de marzo de 2012

INSPECTOR

INSPECTOR

INSPECTOR

INSPECTOR

INSPECTOR