

CSN-870.20

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 1 de 46

ACTA DE INSPECCION

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

CERTIFICAN: Que los días 12, 13, 14, 15 y 16 de noviembre de 2007 se personaron en la C.N. Santa María de Garoña, para realizar una Inspección Funcional de Sistemas en la misma.

Que el día 29 de noviembre de 2007 los citados Inspectores volvieron a personarse en la C.N. Santa María de Garoña para finalizar dicha Inspección Funcional de Sistemas.

Que de los citados Inspectores, D. [REDACTED] es especialista en sistemas nucleares, D. [REDACTED] es especialista en sistemas eléctricos, D^a. [REDACTED] es especialista en sistemas de instrumentación y control, D. [REDACTED] es especialista en Inspección en Servicio, D. [REDACTED] es especialista en Factores Humanos y D^a. [REDACTED] es la Jefe de Proyecto en el CSN de la C.N. Santa María de Garoña.

Que el objeto de la Inspección fueron el Sistema de Control por Líquido de Reserva (SBLC) y el Sistema de Inserción Alternativa de Barras de Control y Disparo de Bombas de Recirculación (ARI/RPT).

Que el día 12 de noviembre de 2007, 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 29 de noviembre de 2007, al finalizar la Inspección, se mantuvo una reunión con el titular durante la cual se le recapitaron 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], Jefe de la Sección de Seguridad Nuclear y Licencia, D. [REDACTED], Coordinador de la Regla de Mantenimiento, D. [REDACTED] perteneciente a la Sección de Operación, D. [REDACTED] perteneciente a la Dirección de Licenciamiento y Combustible y D^a. [REDACTED] perteneciente a la Dirección de Ingeniería de Diseño, así como, otros técnicos de la Organización del titular, en función de los temas que se fueran a tratar.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 2 de 46

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 en relación con las Bases de Diseño de los sistemas objeto de la Inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:

-Que la Inspección comenzó realizando comprobaciones sobre la coherencia entre los Documentos de Bases de Diseño (DBD), el Estudio de Seguridad (ES), las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS), el Manual de Requisitos de Operación (MRO), los procedimientos de operación y los documentos soporte de ingeniería o empleados en la formación del personal de operación, con los resultados que se exponen a continuación.

SISTEMA SBLC

Que la Inspección señaló la diferencia existente entre la masa de agua que figura en el ES apartado 9.3-4, que es de 499.000 lb y que ha sido empleada para el cálculo del volumen de solución borada necesario para parar el Reactor, y el valor de masa de agua documentado en el Anexo de la carta de NUCLENOR de referencia CNSMG (SDR)/CSN/13/88 que se empleó para calcular el caudal mínimo requerido del SBLC para el cumplimiento con el 10 CFR 50.62, y que es de 321.911 lb. La Inspección señaló que según el SER de la NRC que aprueba las alternativas contenidas en el documento NEDE 31096-P para el cumplimiento con el 10 CFR 50.62, la masa de agua considerada para dicha alternativa debería ser la de la Vasija más la del Sistema de Recirculación. Que por parte de los representantes del titular se indicó que la diferencia provenía de que la masa que figura en el ES es la correspondiente a las condiciones de parada fría, mientras que la masa empleada para calcular el caudal mínimo requerido del Sistema SBLC para el cumplimiento del 10 CFR 50.62 es la correspondiente a las condiciones de operación nominal, según se indica en el SER de la NRC mencionado. Que el valor de 226.400 Kg (499.000 lb) se calculó en la documentación de la MD-393 correspondiente al paso a combustible GE-14, con los datos siguientes:

Volumen de agua en la vasija con nivel "normal": 183,8 m³
Volumen de agua en el Sistema SHC: 13,8 m³
Volumen de agua en el Sistema de Recirculación: 24,5 m³
Volumen de agua en el sistema CUD: 4,3 m³
Densidad a 68 °F: 1 g/cm³

-Que la Inspección solicitó que se aportara la documentación que soportó en su día el cálculo de la masa de 321.911 lb, y que los representantes del titular no pudieron

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 3 de 46

localizar dicha documentación. Que se realizó en presencia de la Inspección un cálculo en el que, considerando un volumen de agua de 7.016 ft³ correspondiente al volumen libre de la Vasija y el Sistema de Recirculación y calculado según el plano de referencia 719E416 con un nivel en la Vasija de +122 cm correspondiente al nivel de disparo del Reactor, y un volumen específico de 0,02179 ft³/lb correspondiente a las condiciones de operación nominal, resultó en una masa de agua de 321.960,8 lb, valor muy próximo al empleado para demostrar el cumplimiento con el 10 CFR 50.62. Que la Inspección indicó que, según el Manual de Garantía de Calidad de NUCLENOR, dicho cálculo debería estar documentado convenientemente, ya que se trata de la justificación del cumplimiento de una base de licencia, y que los representantes del titular se comprometieron a hacerlo.

-Que la Inspección señaló que la Especificación 3.1.7 permite tener una solución borada con concentración de pentaborato inferior al 13,4 %, admitiendo hasta el 11%, mientras que NUCLENOR en su carta de referencia CNSMG (SDR)/CSN/13/88, donde se justifica el cumplimiento con el 10 CFR 50.62 supone una concentración del 13,4 %, lo que resulta según la relación de proporcionalidad empleada, en el caudal mínimo requerido del SBLC de 43 gpm, que es el valor de caudal que figura en el Requisito de Vigilancia RV 3.1.7.7. Que la Inspección señaló que la Especificación 3.1.7 debería entonces limitar la concentración a un mínimo de 13,4 %, ya que si la concentración fuera inferior a este valor, el caudal requerido del SBLC debería ser superior proporcionalmente según la regla empleada. Que por ello se consideraba la posible existencia de una discrepancia entre la Especificación 3.1.7 y las bases de licencia. Que los representantes del titular reconocieron esta circunstancia e indicaron que con posterioridad a la recepción de la agenda de inspección habían realizado una entrada en el Programa de Acciones Correctivas (PAC), el 09/11/2007, para solucionarla. Que, puesto que estimaban conveniente mantener el rango de concentraciones actualmente permitido por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS), consideraban más adecuado el modificar el texto del RV 3.1.7.7 para indicar “una caudal mínimo de 43 gpm a la concentración de 13,4 % o su valor equivalente a otras concentraciones”, dando en el Procedimiento de Vigilancia (PV) correspondiente las pautas para cumplir dicho RV.

-Que la Inspección señaló la diferencia entre el DBD-41 del SBLC, apartado 4.4.1 donde se indica que el valor “base de diseño” de caudal del sistema es de 43 gpm con dos bombas, y la revisión vigente 29/06 del ES página 9.3-30, donde se dice que la “base de diseño” es un caudal por cada bomba de 28 gpm (106 l/min). Los representantes del titular manifestaron que el valor que aparece actualmente en el ES corresponde a la base de diseño original del SBLC, mientras que el valor de 43 gpm corresponde al cumplimiento de la base de licencia 10 CFR 50.62. Que el apartado 9.3-4 del ES se había modificado a instancias de Operación y que reconocían que el ES debería haberse modificado una vez revisado el DBD-41 y no antes, aunque consideraban que el cambio del ES se trata en realidad de una aclaración adicional, por lo que en su momento no se procedió al cambio subsiguiente del DBD-41. Que se comprometieron a revisar el texto del DBD-41 y también del apartado 9.3-4 del ES,



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 4 de 46

para poner ambos documentos acorde con las bases de diseño y de licencia actuales del SBLC.

-Que la Inspección señaló que el actual RV 3.1.7.7, exige que la operabilidad del sistema se demuestre con un caudal superior a 43 gpm inyectado con una presión mínima en la descarga de 1253 psig o bien 90,1 Kg/cm², y que posiblemente existiera un error en el texto del RV, ya que 90,1 Kg/cm² no son 1253 psig sino 1281 psig. Los representantes del titular reconocieron la existencia de dicha errata y se comprometieron a corregirla, ya que en el PV correspondiente a este RV se exigen 90,1 Kg/cm² leídos en el instrumento local PI-1157, y este es el valor que debería aparecer en el RV 3.1.7.7.

-Que la Inspección solicitó que se justificara el valor de 90,1 Kg/cm² que aparece en el RV 3.1.7.7 como presión requerida en la descarga de las bombas operando en paralelo con un caudal de 43 gpm, teniendo en cuenta que la presión requerida en la descarga de las bombas debería ser superior a la suma de la presión máxima esperada en Vasija según las bases de diseño del SBLC, que es de 1250 psig o 87,8 Kg/cm², y de las pérdidas de carga en el tramo desde la descarga de las bombas a la Vasija. Que los representantes del titular indicaron que el valor de 90,1 Kg/cm² figuraba en los documentos de diseño de la modificación CD-174 que se realizó para cumplir el 10 CFR 50.62, pero no pudieron localizar el documento justificativo del cálculo de dicho valor. Que se presentó a la Inspección un cálculo de fecha 13/11/07 donde se obtiene que el valor de las pérdidas de carga en el tramo común de tubería desde la descarga de las dos bombas hasta la Vasija, derivado de la operación de las dos bombas en paralelo con un caudal de 43 gpm es de 0,94 Kg/cm². Que dicho valor de pérdida de carga justificaba, según los representantes del titular el valor del requisito de 90,1 Kg/cm² para inyectar con la Vasija a 87,8 Kg/cm². Que la cota de la descarga de las bombas es superior en varios metros a la cota de la inyección a la Vasija del Reactor, por lo que no es necesario considerar el término de la diferencia de cotas en el cálculo de presión mínima de descarga. Que la Inspección señaló que de acuerdo con el Manual de Garantía de Calidad de NUCLENOR, el cálculo justificativo del valor de 90,1 Kg/cm² que figura en el RV 3.1.7.7 debería encontrarse adecuadamente documentado, comprometiéndose los representantes del titular a hacerlo así.

-Que la Inspección señaló que en la página 9.3-31 del ES se indica que una base de diseño es que el tarado de las válvulas de seguridad situadas en la descarga de las bombas debe ser menor o igual a 1400 psig con el fin de proteger la integridad del sistema. Que sin embargo, no existe una base de diseño que establezca el valor mínimo requerido del tarado de dichas válvulas. La Inspección señaló que en caso de apertura de dichas válvulas a una presión excesivamente baja durante el funcionamiento del sistema en modo inyección, el tren respectivo quedaría inoperable, ya que la mayor parte del caudal descargado retornaría al Tanque y no sería inyectado a la Vasija. Que, por ello, la presión de apertura de las válvulas debería ser superior al menos a la presión máxima esperada en la descarga de las bombas. Los representantes del titular manifestaron que el valor de dicho tarado, según el procedimiento de Inspección en Servicio IS-M-436, puede tener una variación entre 92,7 y 98,3 Kg/cm², y que se revisa mediante el Programa de Inspección en Servicio. Que los representantes del titular no pudieron

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 5 de 46

suministrar durante la inspección una justificación de que dicho tarado fuese superior, con un margen suficiente, a la presión máxima esperada en la descarga de las bombas. Que se comprometieron a revisar la adecuación del valor del tarado de dichas válvulas, en los términos planteados por la Inspección, y a revisar y añadir las correspondientes bases de diseño.

-Que la Inspección señaló que la base de diseño de la página 9.3-31 del ES indica que el sistema dispone de 2 acumuladores de compensación, uno por bomba. Que en los procedimientos PV-O-312 y PV-O-402 se requiere la existencia de una presión mínima de carga de 31,64 Kg/cm² en dichos acumuladores previamente a la puesta en funcionamiento de las bombas. Que por ello, la Inspección indicó que una base de diseño adicional debería ser el requisito de esta presión mínima, y preguntó si existía una dependencia funcional del sistema con la presión de carga de los acumuladores y si existía experiencia de funcionamiento de las bombas del SBLC sin la presión de carga requerida de los acumuladores. Que los representantes del titular respondieron que la función de los acumuladores es amortiguar las pulsaciones de presión en la descarga de las bombas de desplazamiento positivo, y que esta función es sobre todo requerida cuando las bombas operan en el alineamiento de prueba descargando al Tanque de Prueba, y por ello con presión más baja en la descarga. Que el diseño del acumulador es en realidad un balón elástico lleno de gas nitrógeno que no entra en contacto con el fluido portador. Que la presión mínima de carga se indica en el documento de diseño de [REDACTED] de referencia [REDACTED]. Que se mostró copia de un informe SIL nº 657 de [REDACTED] donde se indica que "Las pulsaciones de presión observadas en plantas BWR/4 son menos intensas que lo previsto inicialmente y las pruebas realizadas demuestran que el acumulador sólo produjo una reducción marginal de las pulsaciones y en algunos casos fue totalmente inefectivo. Los diseños posteriores de BWR han eliminado este dispositivo. Algunas plantas han eliminado el acumulador, por el riesgo de entrada de gas al circuito principal del SBLC en caso de degradarse el balón elástico". Que por ello, consideraban que no era necesario especificar una presión mínima de carga de los balones como base de diseño del SBLC, aunque por precaución operativa se mantenía el valor de presión mínima requerida actualmente en los procedimientos de vigilancia (PP VV).

-Que la Inspección señaló que la Especificación 3.1.7 se ha adaptado de las ETFMS del NUREG 1433 para BWR/4, pero que se aprecia que no existe en dicha Especificación un criterio para aplicar la ACCION 3.1.7.A, es decir determinar la inoperabilidad de 1 solo tren, ya que no existe el RV correspondiente a dicha ACCION, puesto que el RV 3.1.7.7 establece la comprobación de un caudal mínimo para las 2 bombas a la vez funcionando en paralelo. Que por el contrario, el correspondiente RV 3.1.7.7 de las ETFMS del NUREG 1433 exige la comprobación de un caudal mínimo para cada tren. Que en el PV-O-312 que cumple dicho RV 3.1.7.7 se aplica un criterio de Inspección en Servicio para determinar la inoperabilidad de la válvula automática o de la bomba correspondiente a cada tren, pero este criterio no tiene rango de RV. Que los representantes del titular indicaron que en la versión del RV 3.1.7.7 anterior a la modificación CD-174 del Sistema SBLC para cumplir con la regla del 10 CFR 50.62 se requería comprobar la operabilidad de cada tren individualmente aportando un caudal

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 6 de 46

de 28 gpm, pero que se revisó entonces dicho RV para adaptarlo a las condiciones de operación del SBLC que cumplen la regla del 10 CFR 50.62, y que se reconocía la existencia de la discrepancia señalada entre ACCION y RV. Que iban a analizar y emitir una propuesta de revisión de la Especificación 3.1.7 que tuviera en cuenta la resolución de dicha discrepancia, y que consideraban más adecuado que en el RV citado figurase un requisito de caudal individual para cada tren, y que se probase cada tren separadamente. Que la Inspección señaló que, en todo caso, las pruebas y RRVV de las ETFMS deberían asegurar el cumplimiento de la base de licencia del sistema respecto al 10 CFR 50.62. Que los representantes del titular respondieron que se tendría en cuenta el cumplimiento con dicha base de licencia en el análisis de una posible propuesta de revisión de la Especificación.

-Que la Inspección señaló que actualmente la ACCION 3.1.7.A permite permanecer en condiciones 1 y 2 con 1 tren del SBLC inoperable durante 7 días, y que este es el tiempo admitido en la ACCION 3.1.7.B de las ETFMS del NUREG 1433, que es equivalente a dicha ACCION 3.1.7.A, y que dicho periodo de tiempo sería admisible en las ETFMS de la C.N. Santa María de Garoña sólo si el diseño estándar BWR/4 considerado en las Bases de las ETFMS del NUREG 1433 se correspondiera con la alternativa licenciada para la C.N. Santa María de Garoña para el cumplimiento con la regla del ATWS del 10 CFR 50.62, es decir, la operación de 2 trenes del SBLC en paralelo. Los representantes del titular manifestaron que consideraban que las Bases de las ETFMS del NUREG 1433 son aplicables a las centrales BWR que han empleado la alternativa seguida por la C.N. Santa María de Garoña. Que en el análisis que realizarán de una posible propuesta de revisión de la Especificación 3.1.7 se consideraría la justificación de este aspecto y que se aportaría información sobre el contenido de la Especificación en centrales BWR equivalentes que han seguido la alternativa empleada en la C.N. Santa María de Garoña para el cumplimiento con la regla del ATWS.

-Que la Inspección señaló que no se había incluido en la Especificación 3.1.7 la ACCION equivalente a la ACCION 3.1.7.A de las ETFMS del NUREG 1433 y que sería aplicable cuando la concentración de solución borada estuviese fuera de los límites establecidos, y que sin embargo, sí se habían incluido en la Especificación ETF 3.1.7 los RRVV 3.1.7.1 y 3.1.7.5 de vigilancia del volumen y de la concentración de la solución borada, respectivamente. Que por ello la Inspección señaló que existía una posible discrepancia entre las ACCIONES y los RRVV. Que los representantes del titular manifestaron que la ACCION 3.1.7.A de las ETFMS del NUREG 1433 es aplicable, según las Bases correspondientes de dichas ETFMS del NUREG 1433 a centrales que hubieran seguido la alternativa de incrementar la concentración de la solución borada para cumplir con la regla del ATWS, lo que no era el caso de la C.N. Santa María de Garoña. Que, a pregunta de la Inspección, manifestaron que en caso de un posible incumplimiento de los límites de volumen o de concentración determinado en la realización de las pruebas de vigilancia correspondientes, se consideraría la entrada en la ACCION 3.1.7.B por estar "dos subsistemas inoperables".

-Que la Inspección señaló que se apreciaba una diferencia, en la parte inferior de la curva de la temperatura mínima de la solución existente en la figura 3.1.7-2 de las

ETFMS, con la correspondiente curva que figura en las ETFMS del NUREG 1433, aunque se aprecia que la diferencia va en sentido conservador en el caso de la C.N. Santa María de Garoña. Que los representantes del titular manifestaron que dicha curva de las ETFMS se había adaptado de la especificación original de diseño del SBLC de General Electric del año 1970 que mostraron a la Inspección, la cual tiene un margen de 5 °F respecto a la temperatura de la saturación, aumentando el margen a 10 °F tal como requieren las ETFMS del NUREG 1433. Que, en cualquier caso, y teniendo en cuenta que la diferencia va en sentido más conservador, manifestaron que sería decisión de NUCLENOR el analizar una posible revisión de dicha curva en el futuro. Que la Inspección señaló, en este sentido, que también existía una diferencia entre la base de diseño que figura en el apartado 9.3-4 del ES que indica que la temperatura de la solución se mantiene a un margen de 5°F sobre la temperatura de saturación, y el margen requerido según la Especificación 3.1.7 que es de 10 °F sobre la saturación. Los representantes del titular manifestaron que dicho valor de 5°F figura en la especificación de diseño del SBLC original de [REDACTED] pero que las ETFMS actualmente requieren un margen mayor de 10°F que es un margen adicional al de diseño para cubrir posibles errores de medida.

-Que en relación con la alimentación eléctrica del SBLC la Inspección señaló la existencia de dos casos en que la misma no es doble sino única: la instrumentación y control del sistema y el calentador eléctrico del tanque de almacenamiento, lo que contradice lo expuesto en el punto 4.2.2 párrafo 2 de la base del DBD-41 del SBLC, rev.4, relativo al cumplimiento del fallo simple para dicha alimentación eléctrica.

-Que los representantes del titular indicaron que en estos casos la inoperabilidad de la alimentación eléctrica no supondría la inoperabilidad del sistema, pues con la instrumentación de vigilancia local, referenciada en el PV-O-02, se podrían tomar las acciones manuales necesarias con tiempo suficiente para impedir dicha inoperabilidad, comprometiéndose a aclarar el correspondiente punto del DBD.

-Que el tarado de la alarma de baja temperatura del tanque de almacenamiento del SBLC es de 21.1 °C, estando la temperatura del agua borada del tanque mantenida alrededor de 31°C en condiciones normales. Dado que la temperatura de la sala en que se encuentra el tanque se mantiene habitualmente alrededor de 21°C, la Inspección comentó acerca de la adecuación del punto de tarado de la alarma para avisar al turno de operación de una hipotética pérdida del sistema de calefacción del tanque. Los representantes del titular señalaron que, en cualquier caso, una situación de este tipo sería detectada en las rondas diarias aplicando el procedimiento PV-O-02 y que incluso la temperatura de 21 °C está muy por encima de la temperatura (14 °C) en que se iniciaría la precipitación del pentaborato a los niveles de concentración existentes.

-Que la Inspección indicó que el documento TDG-41, rev.4, descriptivo del SBLC incluye erróneamente en su apartado 2 varios sistemas, que además del SBLC, son considerados salvaguardias tecnológicas (sistema de control de la atmósfera de contención, limitadores de caudal de las tuberías de vapor principal, limitadores e velocidad de las barras de control y soporte de los alojamientos de los accionadores de

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 8 de 46

las barras de control). Los representantes del titular se comprometieron a subsanar dicho error.

-Que la Inspección comprobó que el documento TDG-41, rev.4, contiene un error en los puntos de tarado de la alarma de alto/bajo nivel en el Tanque. Que en la página 16 de 33 del TDG-41, rev. 4 se indica que para el LS-1140-4 la alarma de Sala de Control relativa a alto y bajo nivel en el Tanque corresponde a 2,15 m y 1,93 m sobre el fondo del Tanque, mientras que en la página 18 de 33 se indica que la alarma de alto y bajo nivel corresponde a 2,01 m y 1,89 m (se sobreentiende que con respecto al cero de instrumentación) respectivamente. Que los datos de la página 16 de 33 son incorrectos.

-Que la Inspección comprobó que existe un error en el TDG-41, rev.4, respecto de la ubicación relativa de las luces señalizadoras, en Sala de Control, del estado de las bombas. En la figura 9 de la página 33 de 33 del TDG-41, rev. 4, en la que se representa el control del Sistema SBLC en el panel 905 de la Sala de Control, las luces indicadoras de posición (parada/verde y arrancada/roja) de las bombas 1102A y B están representadas incorrectamente: las luces rojas a la izquierda y las verdes a la derecha, mientras que la situación real en Sala de Control es al revés (luces verdes a la izquierda y rojas a la derecha).

-Que en relación con el aislamiento del Sistema de Purificación del Refrigerante del Reactor por señal de inicio para la operación del Sistema SBLC, se verificó, mediante los CWDs nº 665, 666, 705-1 y 705-2, que la desenergización de los relés responsables de dicho aislamiento (595-128/128X/128Y y 595-129/129X/129Y) se produce tanto por actuación de la maneta SWMT-1130-301A de arranque del subsistema SBLC A como por la de la maneta SWMT-1130-301B de arranque del subsistema SBLC B. Que dicho aislamiento (grupo 3B) se verifica mediante los procedimientos PV-402A y B de comprobación funcional de los subsistemas A y B del SBLC respectivamente.

-Que la Inspección solicitó información acerca del lazo de medida de nivel del tanque de almacenamiento del SBLC, así como, del mantenimiento periódico que se realiza al mismo, explicando los representantes del titular que dicha medida se fundamenta en la inyección al tanque de un caudal constante de aire de instrumentos a través de un rotámetro y la posterior medida de la presión de dicho aire, mediante un transmisor de presión diferencial entre aire de instrumentos/atmósfera, la cual es proporcional al nivel del tanque. Se entregó a la Inspección copia de la ficha de trabajo programado de fecha de alta 14/05/2004, donde se indica el mantenimiento preventivo que se realiza sobre los componentes del lazo con una periodicidad de dos años, así como de la última orden de trabajo emitida para el mantenimiento de dicho lazo durante el mes de febrero de 2006 (IN.36827), y de las correspondientes fichas de las gamas, plantillas de calibración y procedimientos ejecutados para dichos componentes. A continuación se señalan los componentes y las gamas/procedimientos aplicados:

- Manorreductor PRG-1101-14 de presión del aire de instrumentos que alimenta al controlador de caudal FIC-1158: Se revisa su funcionamiento mediante la gama GM-IN-2362, rev.0 y el procedimiento PMI-P-404, rev.1.



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 9 de 46

- Controlador/indicador de caudal de aire de instrumentos FIC-1158: Se realiza su revisión, limpieza y prueba funcional de acuerdo con la gama GN-IN-106, rev.1 y el procedimiento PMI-P-243, rev.2.
- Interruptor de nivel LS-1152 de desconexión de la resistencia de calentamiento del tanque por bajo nivel: Este presostato se calibra según la gama GM-IN-328, rev.4 y el procedimiento PMI-P-224, rev.0. Los representantes del titular explicaron que esta desconexión automática se ha eliminado del diseño mediante la realización de un puente entre las bornas TB2-7 y TB2-8 del panel PNL-3071 (CWD-667).
- Transmisor de presión diferencial LT-1153 que mide la presión del aire de instrumentos inyectado al tanque: Se calibra según la gama GM-IN-52, rev.3 y el procedimiento PMI-P-181, rev.5.
- Indicador de nivel local LI-1156: Se calibra según la gama GM-IN-2557, rev.1 y el procedimiento PMI-P-448, rev.1.
- Resistencia eléctrica entre la fuente de alimentación del lazo y el indicador local LI-1156, RES-1130-R9: Se verifica según la gama GM-IN-2369 y el procedimiento PMI-P-409 rev.1.
- Indicador de nivel en Sala de Control LI-1140-2: Se calibra según la gama GM-IN-103, rev.1 y el procedimiento PMI-P-130, rev.4.
- Interruptor de nivel LS-1140-4 que da alarma por bajo nivel del tanque: Se calibra según la gama GM-IN-752, rev.1 y el procedimiento PMI-P-149, rev.3.

-Que los representantes del titular indicaron que está previsto instalar una modificación de diseño para el lazo descrito de medida de nivel del tanque de almacenamiento del SBLC, de forma que dicha medida se independice del Sistema de Aire de Instrumentos, en un plazo de nueve meses a contar desde la fecha 12/09/07.

-Que los representantes del titular indicaron que la conexión/desconexión automática del calentador eléctrico del tanque de almacenamiento del SBLC actualmente sólo depende del lazo de control de temperatura de dicho tanque, del que entregaron a la Inspección copia de la ficha de trabajo programado de fecha 14/05/2004, correspondiente al mantenimiento preventivo del mismo que se realiza con una periodicidad de dos años, así como de las gamas y procedimientos aplicables al mismo.

-Que dicho lazo de control de temperatura consta en primer lugar de la termorresistencia TE-1159, sobre la que se realizan comprobaciones de tipo revisión de conexionado, limpieza, etc., la cual envía señal al controlador/indicador de temperatura TIC-1154, que a su vez envía señal de conexión a la resistencia de calentamiento del tanque

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 10 de 46

cuando la temperatura baja de 30°C, y de desconexión cuando sube de 32°C. Dicho controlador se calibra de acuerdo a la gama GM-IN-91, rev.2 y procedimiento asociado PMI-P-476, rev.1.

-Que en relación con la aplicabilidad de la Generic Letter G.L. 89-10 "Motor-operated valves testing and surveillance" sobre las válvulas motorizadas MOV-1101- 50 A/B del Sistema SBLC, los representantes del titular manifestaron que en el alcance de la G.L. 89-10 no se incluyen las válvulas de este sistema, si bien, no obstante, se han realizado los cálculos de ingeniería correspondientes a la comprobación de la idoneidad de sus actuadores y están sometidas a un mantenimiento análogo al mantenimiento de las válvulas incluidas en dicho alcance. A estas válvulas les correspondería por aplicación de la G.L. 96-05 diagnosis cada 10 años (margen alto y riesgo medio), estando programada dicha diagnosis cada 8 años atendiendo al programa de mantenimiento de la planta.

-Que se entregaron a la Inspección los datos de los cálculos de par y fuerza requeridos según metodología [REDACTED] para estas válvulas (actuador SMB-000/2), las hojas de datos de las válvulas y las hojas de resultados de diagnosis estática ejecutados por la empresa [REDACTED] con fecha 14/02/2006 para la válvula 1101-50 A y con fecha 22/11/2005 para la válvula 1101-50 B, así como, las gráficas de resultados que validan estos datos. Algunos de los datos representativos de estas válvulas y obtenidos de la diagnosis se indican en la tabla siguiente:

PARAMETROS	VALVULA MOV-1101-50A	VALVULA MOV-1101-50B	VALOR DE CALCULO
Fuerza disparo (KN)	10,15	14,4	3,42
Fuerza despegue(KN)	3,68	3,92	3,50
Par disparo cierre (Nm)	26,4	38,9	8
Tiempo cierre (S)	17,48	17,185	18
Tiempo apertura (S)	17,27	17,74	18

-Que la Inspección manifestó que consideraba que aunque dichas válvulas no estén formalmente incluidas en el alcance de la GL.89-10, su mantenimiento no se debería degradar.

-Que la Inspección continuó realizando comprobaciones sobre la coherencia entre las Bases de Diseño y los procedimientos de operación con los resultados que se exponen a continuación.

-Que la Inspección preguntó por qué en la IOP-1100-2 se menciona la operación del SBLC en recarga, si no consta en las bases de diseño del sistema su uso en esta condición de operación. Que los representantes del titular indicaron que, efectivamente, se trata de un error de la IOP, cuya revisión vigente es del año 1994, y que era debido a que en las anteriores Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs) se requería la operabilidad del SBLC en el modo recarga, pero que en las actuales ETFs, ya no se

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 11 de 46

requería la operabilidad en dicha condición de operación. Que la Inspección señaló la existencia de otro error en dicha IOP, ya que en un paso de la misma se pide comprobar que se ha cerrado la válvula 1201-5 del Sistema de Purificación del Refrigerante del Reactor (CUD) si bien dicha válvula ya no existe. Que los representantes del titular se comprometieron a eliminar también dicho error en una próxima revisión de la mencionada IOP. Que la Inspección señaló que ambas circunstancias ponen de manifiesto un posible incumplimiento del Procedimiento General PG-9 que requiere que los procedimientos sean revisados cuando se hayan producido cambios en la planta o sus instalaciones que justifiquen el cambio del objeto, alcance, criterios de aceptación, límites y acciones en caso de superación de los mismos, controles administrativos, etc. del procedimiento.

-Que sobre el procedimiento IOP-1100-2 la Inspección constató, además, los aspectos que se exponen a continuación.

-Que en el paso 4c del procedimiento no se indica el código identificador de las válvulas explosivas, lo cual sí se hace, por ejemplo, en el paso 1 para la válvula manual de inyección (V-1101-1).

-Que en el paso 4d del procedimiento se solicita del turno que verifique el arranque de las bombas de inyección cuando las válvulas de aspiración (MOV-1101-50A y B) han alcanzado una apertura del 90%. Esta precisión del 90% es imposible de verificar por parte del turno de operación, ya que las luces indicativas de cierre (verde) y apertura (roja) de las válvulas se mantienen ambas encendidas durante todo el recorrido de las válvulas entre las posiciones del 0% y el 100% de apertura.

-Que en el paso 4g del procedimiento se solicita del turno que verifique que el indicador de presión PI-1140-1 indica presión en la descarga de las bombas. Los representantes del titular expusieron que, a pesar de que el sensor de presión está situado en la línea común de la tubería de prueba de ambas bombas, justo aguas arriba de la primera válvula manual cerrada (V-1101-22) de esta tubería (por lo que habría presión aunque el agua no estaría circulando por este tramo de tubería), la presión que detectaría el sensor en esta situación sería significativa, aunque muy dependiente del escenario del incidente, razón por la cual el procedimiento no especifica una presión esperada concreta.

-Que en el paso 5 del procedimiento se solicita del turno que verifique que el Sistema de Purificación del Refrigerante del Reactor se aísla automáticamente y, si no, que lo realice manualmente, pero en el propio paso no se identifican las válvulas concretas que se deben aislar (sí se especifican en el apartado de "Acciones y Limitaciones" del procedimiento, en el que ya se ha mencionado en este Acta que existe un error al incluir la válvula MOV-1201-5).

-Que durante la inspección se planteó la posibilidad de que, tras el paso 5, el procedimiento (o algún tipo de información auxiliar de operación) especifique alguna tasa (gráfica) de decrecimiento esperado del volumen del tanque de almacenamiento (u

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 12 de 46

otras alternativas que aportasen mayor garantía positiva sobre la inyección real de boro en la vasija), dado que, entre otras cosas, el interruptor de caudal situado en la línea común de descarga de ambas bombas (FS-1151) está tarado a un valor de 20 galones/minuto (se encendería lámpara en panel de Sala de Control cuando el caudal aportado superase ese valor), el cual procede y se ha mantenido hasta la fecha con el diseño original (base de diseño inicial para inyección con una sola bomba) y no pensando en el suceso ATWS (con necesidad de inyección con las dos bombas).

-Que los representantes del titular indicaron que analizarían los posibles beneficios y desventajas, para la gestión de escenarios accidentales por parte del turno de operación, de intentar mejorar esta situación y las diferentes alternativas, teniendo en cuenta simultáneamente las posibilidades adicionales que podrían introducirse con la modificación de diseño ya prevista por NUCLENOR de sustitución de la instrumentación de nivel del tanque de almacenamiento (por ejemplo incluyendo registradores de nivel en los paneles de Sala de Control en lugar de los actuales indicadores).

-Que la Inspección mencionó que el procedimiento no era muy preciso en cuanto a qué actuación debería realizar el turno de operación en el caso de que algún paso del mismo no se cumpliese según lo esperado, argumentando los representantes del titular que es imposible establecer todos los caminos de éxito/fallo en los pasos del procedimiento, así como que en todo caso las alternativas posibles son evidentes para el personal de Operación.

-Que los representantes del titular indicaron que, en la revisión que van a acometer para actualizar este procedimiento, analizarán y valorarán la aplicabilidad de los comentarios surgidos durante la inspección y expuestos en los párrafos anteriores.

-Que la Inspección preguntó que si, puesto que se obtiene el pentaborato por mezcla de Bórax y Ácido Bórico en el Tanque según el procedimiento correspondiente SQR-3-8-4, existía algún tipo de especificación sobre la pureza mínima de los compuestos citados. Que se mostró una tabla correspondiente al procedimiento PCN-A-27 donde se señala que la pureza correspondiente al Bórax debe ser superior al 99,5 % en peso y al Ácido Bórico superior al 99,9 % en peso. Que la Inspección preguntó si existían precauciones frente a un posible error humano al realizar la mezcla. Que los representantes del titular indicaron que los productos químicos se aportaban al Tanque mediante sacos de capacidad 25 o 50 Kg, y que no se realizaba un pesado preciso de las masas aportadas, puesto que las cantidades estequiométricas de cada compuesto son prácticamente las mismas, y que por ello la probabilidad de error humano en la preparación de la mezcla es muy baja. Que, a pregunta de la Inspección, se manifestó que el acceso al interior del Tanque se encuentra normalmente cerrado con una tapa atornillada, que el acceso a la zona del Tanque está controlado, y que no existía experiencia operativa de encontrar materiales extraños en dicho Tanque.

-Que la Inspección señaló que en el POE C5 sobre "ATWS" existen dos pasos que piden al operador "ESPERAR" hasta que se haya inyectado al Reactor una masa de

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 13 de 46

Boro de 156 y 86 Kg respectivamente y que estos valores se corresponden, según se indica en dicho POE con valores de nivel en el Tanque de Boro del 19 % y 47 % respectivamente. Que la Inspección solicitó la justificación de dichos valores. Que los representantes del titular mostraron respectivas hojas de cálculo realizadas según el formato estándar de las "Emergency Procedures Guidelines" (EPG) de [REDACTED] donde se obtienen los valores de masa de Boro citados que corresponden al "Cold Shutdown Boron Weight" (CSBW) y al "Hot Shutdown Boron Weight" (HSBW) respectivamente de las EPG. Que estos valores se calcularon suponiendo los datos siguientes:

Masa de agua del Reactor en caliente Mf-rpv-hot = 361.647 lb

Masa de agua del Reactor en frío Mf-rpv-cold = 521.279 lb

Concentración de boro para parada fría XB-cld-nat = 660 ppm

Concentración de boro para parada caliente XB-hot-nat = 522 ppm

CSBW = 521.279 lb x 660 ppm = 344,044 lb

HSBW = 361.647 lb x 522 ppm = 188,779 lb

-Que se indicó a la Inspección que la diferencia entre la masa de agua del Reactor en frío antes señalada y la masa que figura en el apartado 9.3-4 ES, que es de 499.000 lb, se debe a que la masa considerada en el POE C5 es la masa en frío con la cota de agua de la Vasiya del Reactor en alto nivel. Que indicaron que la diferencia entre el valor de masa de agua en caliente del POE C5 y el valor empleado para licenciar el cumplimiento con el 10 CFR 50.62, que es de 321.911 lb., se debe a que en este valor no se consideran las masas de agua del Sistema de Purificación del Refrigerante del Reactor (CUD) y del Sistema de Refrigeración en Parada (SHC).

-Que respecto a los valores indicativos del nivel en el Tanque que se mencionan en el POE C5, los representantes del titular mostraron una comunicación interna de fecha 20/03/03 donde se justifica mediante un cálculo que, para una concentración de pentaborato del 13,4% en el Tanque, la masa de Boro inyectada al Reactor sería como mínimo de 158,5 Kg si el volumen del Tanque bajase hasta el 19 %. Que la Inspección señaló que dicho cálculo supone que la concentración de pentaborato es del 13,4 %, pero que, puesto que la Especificación 3.1.7 permite concentraciones tan bajas como el 11 %, el cálculo no sería ya válido en estas condiciones de baja concentración. Que los representantes del titular manifestaron que el comentario de la Inspección era correcto, y que en la próxima revisión del POE C5 se incluirán observaciones para indicar al operador que los valores indicativos del 47 y 19% de Volumen en el Tanque corresponden a una determinada concentración de pentaborato. Que, en todo caso, la diferencia no tendría efectos reales en la operación según dicho POE, ya que el SBLC continuaría inyectando hasta vaciar el Tanque, y los pasos afectados son sólo de "ESPERA" antes de tomar determinadas acciones, y que la subcriticidad del Reactor se determinaría por la indicación neutrónica y no por el volumen inyectado de pentaborato.

SISTEMA ARI/RPT

-Que en relación con el ARI/RPT la Inspección preguntó acerca de la medida periódica de tiempos de respuesta de las cadenas de instrumentación desde el transmisor hasta el

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 14 de 46

elemento de actuación (válvulas solenoide), como verificación de que la inserción de barras de control comienza dentro de los 15 segundos siguientes a la señal iniciadora, respondiendo los representantes del titular que dicha medida no se realiza de forma periódica al no estar requerida por las ETFMS. Se mide de forma periódica el tiempo de respuesta de los transmisores (mediante análisis de ruido de la señal obtenida en operación normal), además de haberse realizado múltiples pruebas de medida de tiempo de venteo del colector de aire de scram mediante las válvulas solenoide tras su instalación. Por otro lado, dicha medida de tiempo de respuesta total de canal se ha realizado de forma ocasional para algún canal de instrumentación, como es el caso del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI), registrando un valor inferior a 1 segundo.

-Que la Inspección indicó que en el TDG-16-II: "Sistemas de respaldo de scram (RPT-ARI)", rev.3, aparece una segunda bobina en el circuito de disparo del interruptor de campo de accionamiento de los motogeneradores A y B de recirculación (apartado 5.3 de alimentación eléctrica), que de acuerdo con los CWDS no existe (dicho circuito consta de una única bobina). Los representantes del titular confirmaron que se trata de un error que se comprometieron a corregir.

-Que la Inspección indicó que la instrumentación de nivel de vasija incluida en el TDG-16-II no se corresponde con la indicada en el ES (figura 7.7-1), explicando los representantes del titular que la instrumentación que aparece en el TDG-16-II corresponde a la implementada con anterioridad a la Modificación de Diseño CD-306: "Cambio de señales de muy bajo nivel del RX".

-Que la Inspección indicó que ocurre lo mismo en el caso de la hoja de datos del "Cálculo de puntos de tarado de los sistemas de protección y salvaguardias", rev. 5 del 9/6/1997, correspondiente a los canales de muy bajo nivel en la vasija del reactor para la función de disparo de ATWS, la cual tampoco se ha revisado de acuerdo con la Modificación de Diseño CD-306.

-Que tanto en el DBD-16.II como en el DBD-05: "Sistema de Instrumentación de la vasija RX" rev.3, no se refleja en el Anexo 1 de Cambios/Modificaciones (FDCN Y CD/MD) la Modificación de Diseño CD-306. Los representantes del titular se comprometieron a actualizar la documentación mencionada.

-Que en el DBD-16-II, rev.3, no se recoge en el apartado 5 "Lista de referencias", ni la aprobación de la revisión 35 de las ETFMS, que incluyó la modificación del punto de tarado de la señal de iniciación del ARI/RPT por muy bajo nivel en la Vasija, ni la carta de NUCLENOR de referencia CNSMG (SDR)/CSN/108/97 mediante la cual se comunicó al CSN una actualización de los puntos de tarado de diversas señales.

-Que, a solicitud de la Inspección, los representantes del titular presentaron los cálculos de ingeniería que soportan las tablas de calibración de los instrumentos de medida de nivel en la vasija por presión diferencial de [REDACTED] que aparecen en los procedimientos correspondientes a los requisitos de vigilancia de dichos transmisores. Dichas tablas vienen soportadas por el documento: "Cálculo de los valores de

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 15 de 46

calibración para los transmisores de nivel de vasija” de fecha 18/7/90, donde se tienen en cuenta los efectos de las diferentes temperaturas de trabajo y calibración de los mismos así como el efecto de la presión estática que se corrige de acuerdo con el procedimiento PMI-P-487, rev.1.

-Que la Inspección solicitó los estudios soporte de ingeniería de los datos de diseño eléctricos de los sistemas objeto de la Inspección, al objeto de realizar verificaciones de dimensionamiento de interruptores y fusibles según la carga de cortocircuito y según la capacidad actualizada de las cargas, de dimensionamiento de cables para soportar plena carga a las temperaturas ambientales esperadas, para la potencia de cortocircuito y para los requisitos de voltaje, corriente de arranque y nominal de las cargas, etc. Los representantes del titular indicaron que los cálculos originales eran propiedad de [REDACTED] y no disponían de ellos y que solamente se han considerado los datos reales tomados de la planta para afrontar las modificaciones de diseño que se han ido realizando a lo largo del tiempo.

-Que en relación con el punto anterior, los representantes del titular entregaron el documento de ingeniería titulado “Estudio de Tensión Degradada de los Sistemas de Media y Baja Tensión”, edición nº 1, de fecha 06/02/2003, que tiene por objeto el analizar los niveles de protección de mínima tensión frente a tensión degradada de acuerdo con la Branch Technical Position BTP-PSB-1: “Adequacy of Station Electric Distribution System Voltages”.

-Que en dicho estudio de ingeniería, se analizan los tiempos de retardo requeridos en la norma BTP-PSB-1 para el caso de una tensión degradada. En el punto B.1.b.1 de la citada norma se establece un primer tiempo (superior a los transitorios de arranque de los motores) en el cual se debe dar una alarma en la Sala de Control. En el caso de que exista señal de LOCA, además se deben separar las cargas Clase 1E de la fuente de alimentación exterior. Por otro lado, en el punto B.1.b.2 se define un segundo escalón de tiempo para el cual, con un tensión degradada, las cargas Clase 1E permanentemente conectadas no sufran daños. Tras este tiempo, si el operador no ha sido capaz de reponer la tensión a un valor adecuado, se deben separar automáticamente las cargas Clase 1E de la fuente de alimentación exterior.

-Que, actualmente, según indicaron los representantes del titular, el primer escalón de tiempo requerido en la norma BTP-PSB-1 para el caso de accidente se encuentra implementado, pero falta por definir el segundo escalón de tiempo para las actuaciones de no-accidente. En el estudio se comprueba el ajuste actual de tensión degradada y el tiempo en el caso de accidente y se determina el tiempo máximo admisible con tensión degradada en condiciones de no-accidente.

-Que en lo relativo a protecciones eléctricas y coordinación de éstas, los representantes del titular entregaron a la Inspección una serie de estudios que validan su correcta disposición de idoneidad, los cuales fueron chequeados por la Inspección y son los siguientes:

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 16 de 46

- Calculo del “Ajuste de los relés de protección de los interruptores de la barra “C” BUS E2- 5C de 400 Vca” rev: 1 de fecha 23/03/2001. Código del documento: II-10/0092.
- Calculo del “Ajuste de los relés de protección PR112/P del Centro de transformación 4160/400 Vca (BUS E2- 5D)” rev: 1 de fecha 22/04/2002. Código del documento: 0120010-AH-CA/00.
- Informe del “Análisis de las protecciones de la barra de control PNL-E2-10 C de 120 Vca y de las barras “A”, “B”, “C”, y “D” de 125 Vcc BUS E3- 6 A/B/C/D” rev. 1 de fecha 23/08/2005. Código del documento: 0330001-92-IN-0/001.
- “Estudio de selectividad de protecciones del cuadro de distribución “A” de 125 Vcc (BUS-E3-6 A) MD-464” rev: 1 de fecha 01/02/2007. Código del documento: 317203-6-IN-0/001.
- “Estudio de selectividad protecciones de la barra “B” de 125 Vcc (BUS-E3-6B)” rev: 0 de fecha 19/09/2007. Código del documento: 317203-15-IN-0/001.
- “Estudio de coordinación de protecciones de los interruptores de los paneles de distribución de los barras esenciales “A”, “B” y fusibles asociados”. rev: 0 de fecha 16/06/2000. Código del documento: II-10/0109.

-Que asimismo los representantes del titular entregaron el documento “Calculo de capacidad de baterías y cargadores de 125 Vcc”, rev. 1, de fecha 7/1/1998, código de identificación: II-10/0002, que tiene por objeto la definición del ciclo de servicio de las baterías “A” y “B” de 125 Vcc y sus correspondientes curvas de descarga, de acuerdo con los criterios especificados en los supuestos siguientes: accidente más pérdida de energía exterior (LOCA+LOOP), accidente (LOCA), pérdida de energía exterior (SBO), así como la determinación de la capacidad de los cargadores de baterías.

-Que la Inspección efectuó comprobaciones sobre este estudio señalando que, con posterioridad a su última revisión de 1998, se han realizado modificaciones importantes (cambio de baterías) que no han sido introducidas en él. Los representantes del titular se comprometieron a actualizarlo.

Que en relación con las Modificaciones de Diseño relativas a los sistemas objeto de la Inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:

SISTEMA SBLC

-Que la Modificación de Diseño de referencia CD-118 “Instalar indicador de temperatura en tuberías de aspiración de bombas de veneno líquido”, ejecutada en julio de 1986, fue motivada por las Especificaciones de Funcionamiento que entraron en vigor a primeros de septiembre de 1986, donde se requería verificar diariamente que la

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 17 de 46

tuberías de aspiración de veneno líquido estuvieran a temperatura mayor o igual a 21 °C, lo que llevó a instalar unos indicadores de temperatura (de rango 0°-50°C) en cada una de las dos tuberías de aspiración de las bombas en un punto próximo a las mismas.

-Que la Inspección revisó el dossier correspondiente a la Modificación de Diseño (MD) de referencia CD-174-01, realizada sobre el Sistema SBLC. Que en el archivo de Garantía de Calidad consta dicha modificación como cerrada con fecha 10/10/90 al haberse entregado todos los documentos requeridos según el procedimiento PG-3. Que según consta en el archivo, CD-174-01 es la numeración recibida en 1993 del CD-174-87, el cual consistió en el desarrollo de las modificaciones "Para la mejora de las condiciones de funcionamiento del sistema SBLC". Que en el archivo consta la finalización correcta de la modificación y la conformidad final de la Sección de Garantía de Calidad, así como un formato de "Verificación del Proyecto" realizado por Garantía de Calidad con resultados satisfactorios, y un Anexo con la "Definición de Bases de Diseño y Requisitos Reguladores" realizado por el Grupo de Licencia y aprobado también por Garantía de Calidad, donde constan las bases de diseño requeridas para cumplir el 10 CFR 50.62, así como, los requisitos de prueba funcional periódica del sistema. Que se mostró también la correspondiente Memoria Técnica del proyecto, de referencia CD-174-87-M rev.1, aprobada por Garantía de Calidad con fecha 8/9/88. Que se mostró el procedimiento completado de la Prueba Funcional PE-CD-174-87, correspondiente a dicha MD, realizada con resultados satisfactorios con fecha 4/12/88 en presencia de Garantía de Calidad. Que el objeto de dicha prueba funcional fue demostrar que era posible el funcionamiento simultáneo de ambas bombas del SBLC alcanzando un caudal de 43 gpm (162 l/min) manteniendo una margen suficiente respecto a la presión de la apertura de las válvulas de seguridad, y manteniendo los parámetros de caudal, vibraciones, etc, dentro de valores normales. Que en la primera parte de la prueba se probó cada bomba por separado obteniendo caudales de 120 l/min en ambas bombas con presión leída en el instrumento PI-1140-1 de 88,72 Kg/cm², lo que corresponde a 90 Kg/cm² en la descarga de las bombas. Que en la segunda y tercera partes de la prueba se probaron ambas bombas funcionando en paralelo, obteniendo en modo aspiración y descarga al Tanque de Prueba un caudal conjunto de ambas bombas de 237,2 l/min, con presión en la descarga de 90 Kg/cm² y presión de 88,5 Kg/cm² en el instrumento P-1140-1.

-Que la Modificación de Diseño de referencia CD-174-02 "Dotación de independencia eléctrica y funcional a los circuitos de control de ambos trenes del SBLC", se ejecutó en el año 1988, quedando pendiente la instalación de los actuadores [REDACTED] en las válvulas motorizadas 1101-50 A/B por no haber sido suministrados. Posteriormente, durante la parada de recarga de 1990, se acometió la instalación de dichos actuadores y de la lógica de actuación de las válvulas.

-Que la Modificación de Diseño CD-174-02 tuvo como objeto permitir la operación simultánea e independiente de ambos trenes del sistema de control por líquido de reserva, consistiendo en:

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 18 de 46

- Dotar a cada tren del SBLC de interruptor de control propio. Este interruptor de control realiza las siguientes operaciones: 1) En posición NORMAL permite la operación del circuito de vigilancia de continuidad de la válvula explosiva de su tren. 2) En posición STOP cierra la válvula motorizada de succión correspondiente a su tren. 3) En posición START abre la válvula motorizada de succión, arranca la bomba de inyección, activa la válvula explosiva y envía señal de aislamiento a ambos trenes lógicos de aislamiento del sistema de limpieza del agua del reactor.
- Eliminar el enclavamiento mutuo existente entre los contactores de las bombas de SBLC.

-Que en la Modificación de Diseño CD-174-02 también se cambió la posición de una válvula de drenaje dado su difícil acceso y, por tanto, capacidad de manipulación por parte de los Auxiliares de Operación.

-Que en la documentación del CD-174-02 no existía ningún plano de diseño indicativo de la distribución final que deberían adoptar los componentes nuevos de instrumentación y control en los paneles de Sala de Control. Que los representantes del titular indicaron que en cualquier modificación de diseño actual este tipo de información sí estaría incluida.

-Que la Modificación de Diseño CD-174-02 se probó mediante el procedimiento de referencia PE/CD-174-87E7M, de fecha de aprobación 05/07/1990: "Prueba funcional circuitos fuerza y control de las válvulas MO 1101-50 A/B, y enclavamientos bombas 1102 A/B respecto a la posición de MO 1101-50 A/B de SBLC".

-Que la Modificación de Diseño FDCN-3361 se realizó en 1981 y tuvo como objeto adaptar la instrumentación de medida del nivel del tanque de veneno líquido a los requisitos de volumen incrementado de solución borada que se preveían para el cambio a un combustible de mayor enriquecimiento. Que dicho cambio se documenta en el Parte de Modificación nº 171. Que dicha modificación, según consta el dicho Parte, se realizó para poder obtener una concentración de Boro en el Reactor de 660 ppm, superior a los 600 ppm inicialmente previstos en el diseño del SBLC, con objeto de atender a las recomendaciones del SIL 325 de [REDACTED], el cual advertía sobre las mayores necesidades de reactividad de los nuevos combustibles. Que para ello se eligió la alternativa de incrementar el volumen requerido de solución borada en el Tanque y para ello hubo que recalibrar la instrumentación de nivel y modificar las alarmas por alto nivel.

-Que mediante la Modificación de Diseño FDCN-3361 se instaló una sonda nueva de purga de aire para la medida de nivel del tanque de veneno líquido (tubo de burbujeo), con lo que se pudo abarcar un rango mayor y al mismo tiempo se anularon los problemas de taponamientos en el sistema de purga que existían anteriormente.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 19 de 46

-Que la Inspección examinó el dossier de la Modificación de Diseño MD-393, que fue realizada en cumplimiento del requisito de volumen incrementado de solución borada para la adaptación al nuevo tipo de combustible GE-14 en el año 2003. Que la modificación fue exclusivamente de tipo documental y operativo y figuraba como cerrada a los efectos de Garantía de Calidad. Que el aumento del volumen requerido de solución en el Tanque tuvo como objeto poder obtener los 660 ppm de concentración de Boro que se requerían en el Reactor con el nuevo combustible. Que para ello se incrementó en las bases de diseño del sistema el volumen requerido, que para la concentración nominal de 13,4% de pentaborato pasó a ser de 7.933 l. Que por ello se revisaron el Documento de Bases de Diseño DBD-41 y la Especificación 3.1.7. Que se realizó, con fecha 28/11/02 una prueba, mediante el procedimiento de prueba funcional específica PE-O-SBLC-03, para comprobar que el aumento de volumen en el Tanque originado por la adición del volumen adicional de 427 l, no producía reboses durante la agitación de la mezcla. Que la prueba se realizó con resultado satisfactorio. Que, según la Hoja de Alarmas del Panel PNL-905, revisión 5, la alarma de alto nivel del Tanque está tarada a 96% y la de bajo nivel está tarada al 90%. Que el nivel operativo normal del Tanque es del 95 %, según los resultados de la prueba diaria de medida de volumen.

-Que la Modificación de Diseño de referencia IN-15099 "Remodelación del actual rack 2219 de instrumentación del SBLC", fue ejecutada en el año 1996, consistiendo en la construcción y montaje de un nuevo rack para sustituir al 2219 existente por tener que cambiar de ubicación y montar nuevos instrumentos. Que mediante dicha modificación se realizaron las acciones siguientes:

- Se sustituyó el antiguo transmisor de nivel por uno nuevo de [REDACTED] y se trasladó al nuevo rack junto con el resto de equipos asociados al lazo de medida de nivel del tanque de veneno líquido.
- Se instaló un nuevo lazo de medida de caudal en la línea de prueba del sistema: placa, transmisor de caudal e indicador, estando estos dos últimos situados en el nuevo rack.
- Se instalaron en el nuevo rack manetas para pruebas del sistema en local.
- Se sustituyó el antiguo termostato interno de bulbo ciego de control de temperatura del tanque por un nuevo lazo que constaba de termorresistencia asociada a un controlador que permitía la visualización y el control de la temperatura también en dicho rack.

-Que la Modificación de Diseño de referencia IN-18956 "Sustitución del medidor de corriente de supervisión de la válvula explosiva SOV-1106 A", realizada entre enero y febrero de 1999, fue motivada por la obsolescencia del equipo inicial que ocasionaba alarmas sin causa real. El funcionamiento de estos equipos se basa en la introducción de una pequeña corriente en el filamento de la válvula explosiva con el fin de verificar la continuidad del mismo en función de la caída de tensión medida, dando alarma de filamento abierto. Los indicadores asociados se sustituyeron en el panel 905 de Sala de

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 20 de 46

Control por unos nuevos digitales de Yokogawa. Una vez concluida su instalación se procedió a realizar la prueba funcional en su rango de medida, comprobando los puntos de tarado de las alarmas que quedaron ajustadas a 0.5 mA subiendo -lámparas encendidas- y a 0.5 mA bajando -alarma de válvula abierta-. Existe otra orden de trabajo similar para el lazo B (SOV-1106 B).

-Que la Modificación de Diseño de referencia ME-13365 "Cambiar el cableado de la válvula MOV-1101-50 A desde la posición SWGR-E2-7C-6A a la SWGR-E2-7C-A2-A", ejecutada entre los meses de julio y agosto de 1995, se generó para el cierre de la Orden de Trabajo ME-13302. Con motivo de la ejecución del cambio de diseño asociado al cumplimiento con el Apéndice "R" al 10CFR50, mediante el cual una serie de cargas que inicialmente se alimentaban del C.C.M "C" pasaron a estar alimentadas desde el nuevo C.C.M "S", quedaron algunos compartimentos del C.C.M "C" como reservas equipadas. Por esta razón, la válvula MOV-1101-50 A, que se alimentaba originariamente desde el compartimiento 6 A del C.C.M "C", pasó a alimentarse desde el compartimiento A2-A del mismo C.C.M "C". Tras la modificación se realizó la prueba identificada como PE-O-SBLC-01 con resultado satisfactorio.

-Que la Modificación de Diseño de referencia -ME-14765 "Cambio cable desde PNT-4003-105C a válvula V-1101-1", ejecutada con fecha 30/03/1997, obedeció a un cambio general de cableado en el Drywell. Consistió en retirar el cable C-1169D, correspondiente a la indicación de posición de la válvula V-1101-1, y tender el cable C-1669H, el cual se timbró, megó y conectó a equipo y penetración. Posteriormente se realizó una prueba funcional para ver su indicación, siendo esta satisfactoria y quedando por tanto la válvula V-1101-1 en servicio.

-Que la Modificación de Diseño de referencia ME-15888 "Realizar modificación en la lógica de temperatura del tanque del SBLC TNK-1103", se ejecutó el 25/09/1997, y fue motivada por la elevada corriente de paso que soportaba el contacto "C-NO" del TIC-1154 para la capacidad de ruptura que tiene, lo que produjo una corrección en la lógica (CWD 667) para evitar esta situación. Una vez realizada la modificación de la lógica, se probó con resultado correcto.

-Que la Modificación de Diseño de referencia ME-13515 "Sustitución del calentador eléctrico", de febrero de 1996, tuvo como origen la baja resistencia de aislamiento medida en el calentador eléctrico del tanque de veneno líquido. Tras verificar que la sustitución de la resistencia suponía vaciar el tanque del SBLC, se decidió sanear y controlar el aislamiento mediante una gama nueva de periodicidad seis meses hasta la sustitución del calentador en marzo de 2001, mediante la Orden de Trabajo ME-19388. La nueva resistencia dispone de vainas independientes que permiten la sustitución de las que estén defectuosas sin necesidad de vaciar el tanque. Tras el montaje de la nueva resistencia de calentamiento se procedió a realizar la medidas de aislamiento correspondientes y a la comprobación de no existencia de fugas por las bridas.

-Que la Modificación de Diseño de referencia MM-25690, cuya fecha de finalización de ejecución fue el 3/6/02, tenía como objetivo dotar de posibilidad de bloqueo mecánico

al maneral de la válvula V-1101-73 (tipo mordaza o similar), por no ser válido el habitualmente empleado de cadena al ser éste de palo con giro de 90 °. La válvula V-1101-73 es una de las dos válvulas cerradas y enclavadas situadas en una línea de toma de muestras del tanque TNK-1103 (en concreto es la válvula más alejada del tanque de las dos). Que para ello en esta modificación se diseñó e instaló una pieza soporte que permitía bloquear con candado el maneral de la válvula.

-Que la Modificación de Diseño de referencia IN-16638, cuya fecha de finalización de ejecución fue el 9/1/97, tenía como objetivo la realización e instalación de ocho nuevas placas de baquelita negra identificativas de algunos equipos del SBLC, con el fin de adaptar la identificación en campo a la identificación reflejada en los CWDS afectados por la OT-IN-15099.

-Que la Modificación de Diseño de referencia ME-13976, cuya fecha de finalización de ejecución fue el 26/5/97, tenía como objetivo la realización e instalación de placas de baquelita identificativas de algunos equipos (BOX-667 A, BOX-667 B, PNL-3041 A y PNL-3041 B) del SBLC, con el fin de adaptar la identificación en campo a la identificación reflejada en los CWDS 667, 667A y 667B y básicamente relacionadas con el trazado térmico y las válvulas motorizadas en las líneas de succión de las bombas del SBLC.

-Que la Modificación de Diseño de referencia OT-MM.20569 consistió en la colocación de una reducción de 3" a 1 ½" y válvula macho de 1 ½" al final de la línea de drenaje a los bidones del SBLC, con el fin de poder drenar el tanque de prueba sin rebosar los bidones. Que dicha modificación fue ejecutada en abril de 1999. Que con la instalación de esta nueva válvula V-1101-69, cerrada, al final de la línea de drenaje, la verificación de si se ha producido algún rebose o drenaje requiere la apertura manual de la misma.

-Que la Modificación de Diseño de referencia OT-MM.22583 consistió en la instalación de conexión rápida para manguera con el fin de vaciar el tanque del SBLC durante la parada para recarga de 2001 y fue ejecutada en julio de 2000.

-Que la Modificación de Diseño de referencia OT-MM.23323 "Preparar tramo de tubería de prueba para conectar a la conexión de prueba de la V-1101-20", se ejecutó en febrero de 2001, consistiendo en la preparación de un tramo de tubería de prueba con conexión rápida tipo snap-lock y válvula manual de aislamiento, para conectar a la conexión de prueba de la válvula de drenaje V-1101-20 del tanque del SBLC y poder drenar un volumen aproximado de 15 litros.

SISTEMA ARI/RPT

-Que la Modificación de Diseño de referencia CD-143-01 "Disparo de las bombas de recirculación e inserción alternativa de las barras de control" cuya fecha de finalización de la ejecución fue 30/07/1987, consistió en la instalación de un sistema lógico activado por las señales de muy bajo nivel en la vasija del reactor o muy alta presión vasija del reactor, que produce las siguientes acciones automáticas: a) Disparo instantáneo de las

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 22 de 46

bombas de recirculación y b) Venteo y despresurización del colector de aire de instrumentos de scram en menos de 15 segundos.

-Que la Modificación de Diseño CD-143-01 se verificó mediante las pruebas siguientes:

- CD-143-86 E: Calibración de unidades de disparo [REDACTED] 710 DU para ARI/RPT, de fecha de ejecución 11/7/1987.
- CD-143-86 I/E/M: Prueba funcional del sistema ARI/RPT, ejecutada con fecha 24 y 25 de julio de 1987. En el punto 42 del procedimiento se comprueba y registra que la caída de presión cumple los requisitos de diseño exigidos: Presión de aire de instrumentos del colector de scram 20 psig a los 15 segundos de haberse producido la señal iniciadora. En el registro se verificó que este tiempo fue de 1, 3 segundos.
- Prueba operacional de las dos bobinas de disparo de que constan los interruptores de alimentación a los motores de los grupos "MG" de recirculación. La prueba se ejecutó el 29/06/1987.

-Que la Modificación de Diseño de referencia CD-143-02: "Sustitución del modelo de selector en el conmutador de prueba SW-904/585-330", cuya fecha de finalización de ejecución fue 11/01/1989, consistió en la sustitución del modelo del conmutador existente hasta ese momento (de posiciones mantenidas NORMAL y PRUEBA), que en la posición PRUEBA colocaba fuera de servicio todos los canales de APR/RPT, por un nuevo modelo de posiciones mantenidas (PRUEBA TREN "1" -NORMAL- PRUEBA TREN "2"), el cual permite colocar fuera de servicio los canales analógicos pertenecientes al tren de RPT/ARI que se quieren probar y/o mantener, permitiendo la operabilidad de los canales del otro tren lógico. Así mismo se procedió con esta MD a la sustitución de las válvulas SO 302-200 A, B y 302 -201 A , B de [REDACTED] por otras de modelo [REDACTED] calificadas de acuerdo con IEEE-444 de 1975.

-Que la Modificación de Diseño CD-143-02 fue verificada mediante las pruebas siguientes:

- PE-CD-143-86-I/E/M-01: Comprobación de los circuitos pertenecientes al selector de prueba del sistemas RPT/ARI, SW 904/585-330, realizada con fecha 08/11/1988.
- PE-CD-143.86.I/E/M-02: Prueba funcional de la lógica del sistema ARI/RPT con determinación de los tiempos de venteo del colector de aire de Scram, realizada con fecha 08/11/1988.

-Que la Modificación de Diseño de referencia CD-306 "Cambio de señales de muy bajo nivel en el RX" resulta como consecuencia del APS y fue realizada con fecha

17/06/1999, consistiendo en la reasignación de canales de la señal de muy bajo nivel del reactor, de la forma siguiente:

- En el diseño anterior a la modificación, los canales procedentes de los transmisores LT-263-91 A, B; C y D proporcionaban señal de arranque de HPCI, LPCI y CS y cierre de las válvulas de recirculación; mientras que los canales procedentes de los transmisores LT-263-80 A, B; C y D actuaban el ARI/RPT y el ADS.
- Teniendo en cuenta que el conjunto ADS+(LPCI o CS) es la alternativa al HPCI, se hace una reasignación de canales, para que los sistemas ADS, LPCI y CS y el cierre de MOVs de recirculación dependan de los transmisores LT-263-80 A, B; C y D; y el ARI/RPT y HPCI dependan de los transmisores LT-263-91 A, B; C y D.

Que a la Modificación de Diseño CD-306 se le aplicó el procedimiento PI-4.1: "Guía para la identificación de las modificaciones de las bases de diseño", así como también el PI-4.3: "Preparación de las modificaciones físicas de diseño" y las pruebas funcionales de la lógica de iniciación de los ECCS (CS, LPCI y ADS) por muy bajo nivel en la vasija del reactor (PI-fun306, ejecutada el 18/02/99) y de la lógica de actuación del ARI&RPT y HPCI por muy bajo nivel en vasija y disparo del HPCI por alto nivel en la vasija del RX (ejecutada el 18/02/99).

-Que la Modificación de Diseño de Mantenimiento de referencia IN-14847, cuya fecha de finalización de ejecución fue el 25/3/96, tenía como objetivo la revisión en los paneles de Sala de Control del estado de algunas lámparas de indicación del ARI/RPT, ya que se observaba excesiva luminosidad y deterioro de los portalámparas. Que la causa del problema estribaba en que la alimentación a las lámparas era de 120 V de corriente alterna, mientras que las lámparas eran de 60 V. Esta situación afectaba a 12 luces indicadoras, solventándose mediante la instalación de unas resistencias limitadoras en serie para que las lámparas trabajen a su tensión nominal.

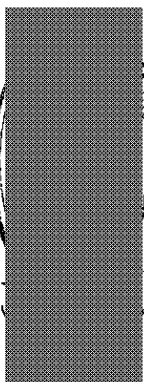
Que en relación con los Requisitos de Vigilancia y Requisitos de Prueba de los sistemas objeto de la Inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes.

SISTEMA SBLC

-Que la Inspección comenzó realizando comprobaciones sobre los PPVV relativos a la Especificación 3.7.1 y a los registros correspondientes a las pruebas llevadas a cabo desde el inicio de la parada para recarga correspondiente a 2005.

-Que la Inspección preguntó si en la medida del volumen disponible de solución borada, que es realizada diariamente en cumplimiento del RV 3.1.7.1 y llevada a cabo según los pasos 4 y 5 del PV-O-02 se tiene en cuenta el volumen de solución que es inutilizable debido a la altura de la aspiración de las bombas respecto al fondo del depósito. Que los

representantes del titular mostraron una hoja manuscrita de fecha 7/12/79 donde consta la calibración realizada del instrumento de medida del nivel del Tanque de solución borada que da señal al indicador existente en Sala de Control. Que según dicha hoja manuscrita, la calibración del nivel "0 %" del instrumento se encuentra a una altura de 282,5 mm sobre el fondo del Tanque, lo que supone 37,5 mm por encima de la altura de aspiración de las bombas. Que la Inspección señaló que los datos de la calibración del instrumento de medida del nivel del Tanque deberían, de acuerdo con el Manual de Garantía de Calidad de NUCLENOR, estar soportados en un documento formal, ya que son datos básicos para demostrar el cumplimiento con una Especificación. Que la Inspección señaló además la existencia de una diferencia con la NOTA 5 del P&ID del SBLC, ya que en dicha Nota se indica que el punto "0 %" de la calibración del instrumento de medida de nivel corresponde a la altura de la succión de las bombas. Que los representantes del titular se comprometieron a plasmar en un documento formal los datos de calibración del instrumento de nivel, y a corregir la diferencia señalada.

 -Que la Inspección preguntó cómo se había determinado la fórmula empleada en el paso 5 del PV-O-02 que da el volumen disponible de solución borada en litros en función del nivel del tanque indicado en Sala de Control en %. Que los representantes del titular indicaron que dicha fórmula se había calculado según los datos de calibración del instrumento de nivel del Tanque que figuran en la nota manuscrita antes señalada, teniendo en cuenta que la cota que corresponde al 100 % medido del volumen del Tanque se encuentra a 2100 mm por encima de la cota del 0% y que el Tanque tiene un diámetro de 2,43 m, lo que supone un volumen disponible de 9.739 l entre ambas cotas.

-Que la Inspección preguntó si se había tenido en cuenta en la calibración del instrumento de nivel del Tanque que la densidad de la solución borada es diferente de la del agua. Que los representantes del titular indicaron que en la nota manuscrita mostrada a la Inspección de la calibración del instrumento, se menciona que la calibración se había realizado considerando una densidad de la solución borada de 1,073 gr/cm³, lo que corresponde a una concentración de la solución de 14,17% según la mencionada nota. Que la Inspección señaló que las variaciones de concentración de la solución borada que admite la Especificación 3.1.7 suponen variaciones en la densidad de dicha solución y por ello introducen un error en la medida del instrumento, al apartarse de las condiciones en que se ha realizado dicha calibración. Que la Inspección señaló que dicha desviación es significativa sólo a las concentraciones más altas permitidas, ya que en este caso el volumen real sería algo inferior al volumen leído en el instrumento, pero que consideraba que la magnitud de dicha desviación sería relativamente pequeña. Que la Inspección preguntó si la curva límite volumen-concentración del RV 3.7.7.1 de las ETFMS tenía en cuenta dicho error. Los representantes del titular respondieron que no disponían de dicha información, pero que el posible error, por su pequeña magnitud estaría cubierto con el margen entre el volumen normalmente existente en el Tanque y el requerido por el RV 3.7.7.1. Que la Inspección señaló que NUCLENOR debería tener en cuenta esta fuente de error de medida en la revisión del diseño del instrumento de medida prevista en el PAC de NUCLENOR.

-Que, en relación con la realización de la prueba mensual de medida de la concentración del Tanque realizada según el PV-QR-200 en cumplimiento con el RV 3.1.7.5, la Inspección preguntó si se había verificado mediante pruebas previas o experiencia de otras instalaciones que el tiempo de 10 minutos de agitación del Tanque, previsto en dicho PV, era suficiente para homogeneizar la mezcla borada y evitar estratificación antes de tomar la muestra, y qué experiencia existía al respecto. Que los representantes del titular mostraron a la Inspección los registros de una prueba realizada el 27/05/03 donde se pretendió comprobar si la concentración medida variaba en diferentes condiciones de agitación de la mezcla en el Tanque. Que, según dicho registros, la concentración medida fue prácticamente la misma en condiciones de agitación de 1 hora, 18 minutos y sin agitar, y que por ello "se comprueba que la agitación de la muestra no afecta a su concentración" y "para eliminar que queden posibles capas sin homogeneizar debido a la temperatura se tomará la muestra después de 10 minutos de agitación".

-Que la Inspección indicó que en los PPVV O-312 y O-402A/B empleados en las pruebas funcionales de los trenes del SBLC requeridas en los RRVV. 3.1.7.7 y 3.1.7.8 respectivamente, se incluyen pasos para comprobar la operabilidad de las válvulas automáticas motorizadas 50 A/B existentes en la aspiración de las bombas, a pesar de que en la Especificación 3.1.7 no se incluyen requisitos respecto a dicha operabilidad. Que en dichos PPVV se establece un criterio de operabilidad por Inspección en Servicio que requiere comprobar la apertura de las válvulas en un tiempo menor de 25 seg. La Inspección preguntó cuáles serían las acciones seguidas en el caso de no cumplirse dicho criterio de operabilidad de las válvulas. Los representantes del titular indicaron que en caso de no abrir una válvula durante una prueba periódica se declararía inoperable la válvula y el tren correspondiente. Que si el tiempo de apertura fuese mayor de los 25 seg. requeridos también se declararía inoperable la válvula y el tren correspondiente. Que en ambos casos se procedería a abrir manualmente la válvula afectada y enclavarla abierta quitando tensión eléctrica al motor. Que se indicó que el permisivo de arranque de la bomba, activado con señal del 90 % de apertura de la válvula correspondiente se activaría estando la válvula enclavada abierta aunque la válvula no tuviese tensión, puesto que se trata de un interruptor de posición mecánico.

-Que la Inspección revisó los registros de las pruebas de vigilancia realizadas en cumplimiento de los procedimientos de vigilancia PV-O-02, PV-O-200, PV-O-312, y PV-O-402, con los resultados siguientes:

- Respecto a la prueba trimestral del PV-O-312, los resultados constan como satisfactorios en los registros desde el año 2005, con la excepción de que en la prueba de agosto de 2007 se presurizó el acumulador de la bomba "B" hasta 42 Kg/cm² en lugar de los 34 Kg/cm² previstos en el procedimiento, con el fin de evitar oscilaciones excesivas en el caudal medido de dicha bomba, aunque después de la mayor presurización, el caudal medido oscilaba entre 106 y 125 l/min. Según los representantes del titular esta oscilación pudo deberse a la entrada de gas N₂ del acumulador-compensador en el medidor de caudal, que distorsionó la medida.



- Respecto a la prueba bienal del PV-O-402, los resultados registrados en los años 2005 y 2007 constan como satisfactorios.
- Respecto a la prueba diaria del PV-O-02, se entregaron copias de los formatos de recogida de datos obtenidos en la semana del 1 al 7 de octubre de 2007, donde consta que el Volumen en el Tanque se mantuvo en 9252 l y la concentración de pentaborato en 12,27 %. Según se manifestó, al ser una prueba diaria, no se recogían los registros completos del PV correspondiente, sino únicamente los formatos de recogida de los datos.
- Respecto a la prueba mensual del PV-O-200, se mostraron los registros obtenidos desde noviembre de 2006 octubre de 2007, cuyos resultados daban una concentración que varió entre el 12,09% y el 12,86%. Según se manifestó, en este intervalo de tiempo no se había añadido Boro, por lo que atribuían las variaciones de concentración a la incertidumbre en el proceso de la medida.

-Que la Inspección revisó los procedimientos de pruebas asociados a los errores humanos Tipo 1 más significativos postulados en el APS para el Sistema SBLC con el resultado que se expone a continuación.

-Que la Inspección observó heterogeneidad y falta de precisión en algunos pasos de los procedimientos de prueba del Sistema SBLC con relación al realineamiento y verificación independiente de posición de válvulas antes de la finalización de las pruebas. Que dichos procedimientos eran, entre otros, los siguientes: IS-O-482: "Prueba global de comprobación del correcto funcionamiento de las bombas del SBLC y operabilidad de sus válvulas" (Rev. 102, 4/4/06), IS-O-717: "Comprobación de la operabilidad de las válvulas direccionales de aislamiento del Sistema de Control por Líquido de Reserva (SBLC)" (Rev. 100, 13/4/2004), PV-O-312: "Comprobación del correcto funcionamiento de las bombas del SBLC y operabilidad de sus válvulas" (Rev. 102, 4/4/06), PV-O-402-A: "Comprobación funcional del Sistema de Control de Reserva por Veneno Líquido (SBLC), subsistema "A" (Rev. 100, 11/7/04), PV-O-402-B: "Comprobación funcional del Sistema de Control de Reserva por Veneno Líquido (SBLC), subsistema "B" (Rev. 100, 11/7/04), PV-O-416: "Prueba de fugas locales de la Contención Primaria" (Rev. 102, 16/2/06). Que dichos procedimientos, al ser ejecutados, son susceptibles de generar un incorrecto alineamiento de componentes (válvulas) del Sistema SBLC al devolverlo a operable. Que todo ello está analizado y documentado en el Análisis Probabilística de Seguridad (APS) de la C.N. Santa María de Garoña. Que la heterogeneidad y falta de precisión se observa en dos pasos de tales procedimientos, en el paso correspondiente al último posicionamiento de una válvula durante la prueba (paso en el que ya se está restituyendo este componente del sistema a su posición final) y en el paso correspondiente a la realización de la verificación independiente de posiciones (paso final de la prueba para verificar que el sistema queda alineado correctamente).



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 27 de 46

-Que la Inspección comprobó con relación al paso del último posicionamiento, que en algunos procedimientos y para algunas válvulas que deben quedar enclavadas se requiere dejar la válvula en una posición determinada (abierta o cerrada) y se demanda del operario el bloqueo de la válvula, mientras que en otros casos sólo se demanda la posición pero no el bloqueo de la válvula.

-Que la Inspección comprobó con relación al paso de la verificación independiente, que en general sólo se requiere textualmente verificar la posición del componente (no el enclavamiento), aunque en la mayoría de los casos se especifica junto a la posición de la válvula si esta debe estar o no enclavada. Que, adicionalmente, en algún caso concreto, este dato de si la válvula debe quedar o no enclavada no se especifica. Que, en algún procedimiento, se especifica si deben estar colocados los tapones roscados (al final de líneas de drenaje), mientras que en otros no es así.

-Que el Procedimiento General PG-9 requiere que los procedimientos desarrollen, secuencialmente y con el grado de detalle que se requiera, el método para llevar a cabo la actividad de que se trate.

-Que el procedimiento PV-O-203 (Rev. 101): "Verificación del correcto alineamiento de las válvulas del Sistema de Control por Veneno Líquido y de la continuidad de la carga explosiva" no incluye la verificación de posición y enclavamiento de las válvulas V-1101-20 (drenaje del tanque de almacenamiento) y V-1101-72 y 73 (toma de muestras del tanque de almacenamiento).

-Que la misma observación anterior aplica al procedimiento PVD-O-110 (Rev. 9): "Chequeo de los sistemas relacionados con la seguridad en el Edificio del Reactor" en su apartado 5 dedicado al SBLC.

-Que siguiendo el procedimiento PV-O-203 (Rev. 101) se verifica la posición y enclavamiento (en su caso) de 34 válvulas del SBLC, mientras que siguiendo el PVD-O-110 (Rev. 9) se verifica de 26 válvulas de dicho sistema. En concreto en el PV-O-203 se verifica la posición de las V-1101-7, 21, 32, 33, 38, 61, 62 y 69 y MOV-1101-50A y B que no se verifican en el PVD-O-110 y, en este último, se verifican la V-1101-6 y 36 que no se hacen en el PV-O-203.

-Que la Inspección revisó los registros de ejecución del procedimiento PVD-O-110 posteriores a la última ejecución de cada una de las pruebas del sistema SBLC susceptibles de generar un error humano Tipo 1 (componentes que pudieran quedar incorrectamente alineados tras la prueba).

-Que en concreto se revisaron los registros del PVD-O-110 realizados en fecha 2/4/05 (posterior a la última ejecución de la PV-O-402B), 24/2/07 (posterior a la última ejecución de la IS-O-717), 15/3/07 (posterior a la última ejecución de la IS-O-482 y PV-O-402A), 24/3/07 (posterior a la última ejecución de la PV-O-416) y 11/8/07 (posterior a la última ejecución de la PV-O-312); encontrándose que en todos ellos el resultado de



la verificación fue satisfactorio. (Nota: la verificación del SBLC no aplicaba en el registro del 15/3/07 por estar la central en recarga).

SISTEMA ARI/RPT

-Que el PV-I-336, rev. 102, de frecuencia 92 días: “Calibración y prueba funcional de las unidades de disparo que actúan en el ARI/RPT y el HPCI por muy bajo nivel en la vasija del reactor y de las que producen disparo del HPCI por alto nivel del agua en la vasija del reactor” tiene por objeto, en lo que respecta al Sistema ARI/RPT, el cumplir con lo exigido en las ETFMS en sus apartados siguientes:

- RV.3.3.4.2.3: Calibración de las unidades de disparo del canal que actúa el RPT-ATWS por muy bajo nivel en la vasija del reactor (L2).
- RV.6.3.3.10.3 Tabla 6.3.3.10-1 Apartado 1: Calibración de las unidades de disparo del canal que actúa el ARI/RPT por muy bajo nivel en la vasija del reactor (L2).

Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga de 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 10-05-2005, 02-08-2005, 17-10-2005, 13-01-2006, 11-04-2006, 06-07-2006, 25-09-2006, 15-12-2006, 26-03-2007, 05-06-2007, 28-08-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio.

Que el PV-I-337, rev. 104, de frecuencia 92 días: “Calibración y prueba funcional de las unidades de disparo que actúan en el ARI/RPT así como el condensador de aislamiento por alta presión en la cúpula de la vasija del reactor” tiene por objeto, en lo que respecta al Sistema ARI/RPT, el cumplir con lo exigido en las ETFMS en sus apartados siguientes:

- RV.3.3.4.2.3: Calibración de las unidades de disparo del canal de actuación del RPT-ATWS por alta presión en la cúpula de la vasija del reactor.
- RV.6.3.3.10.3 Tabla 6.3.3.10-1 Apartado 2: Calibración de las unidades de disparo del canal de actuación del ARI/RPT por alta presión en la cúpula de la vasija del reactor.

-Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga de 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 10-05-2005, 02-08-2005, 17-10-2005, 13-01-2006, 10-04-2006, 06-07-2006, 25-09-2006, 14-12-2006, 26-03-2007, 05-06-2007, 28-08-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio, si bien en el informe de resultados de prueba de fecha 05-06-2007 se recoge en el apartado de observaciones una incidencia que fue explicada a la Inspección por los representantes del titular. La incidencia consistió en que la

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 29 de 46

resistencia del contacto T1-M1 del relé RLY-1330-K12D, ejercitado en el punto 7.4.2.6 punto "c" del procedimiento de prueba, era superior al que normalmente se obtiene en la medida, por lo que fue actuado varias veces y vuelto a medir con resultado satisfactorio.

-Que el PV-I-439, rev. 100, de frecuencia 24 meses: "Calibración y prueba funcional de los transmisores de nivel que actúan en el ARI/RPT y el HPCI por muy bajo nivel en la vasija del reactor y de los que producen disparo del HPCI por alto nivel en la vasija del reactor" tiene por objeto, en lo que respecta al Sistema ARI/RPT, el cumplir con lo exigido en las ETFMS y en el Manual de Requisitos de Operación (MRO) en sus apartados siguientes:

- RV.3.3.4.2.4: Calibración del canal de disparo de las bombas de recirculación por transitorios sin scram (RPT-ATWS) por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor (L2).
- RP.6.3.3.10.4, Tabla 6.3.3.10-1, Apartado 1: Calibración del canal de actuación de la inserción alternativa de barras de control (ARI-ATWS) por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor (L2).

Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga del 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 04-05-03-2005 y 02-03-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio.

-Que el PV-I-440, rev. 101, de frecuencia 24 meses: "Calibración y prueba funcional de los transmisores de presión que actúan en el ARI/RPT así como el condensador de aislamiento por alta presión en la cúpula de la vasija del reactor" tiene por objeto, en lo que respecta al Sistema ARI/RPT, el cumplir con lo exigido en las ETFMS y en el MRO en sus apartados siguientes:

- RV.3.3.4.2.4: Calibración del canal de disparo de las bombas de recirculación por transitorios sin scram (RPT-ATWS), por alta presión en la cúpula de la vasija del reactor.
- RP.6.3.3.10.4, Tabla 6.3.3.10-1, Apartado 2: Actuación de la inserción alternativa de barras de control (ARI-ATWS), calibración del Canal de Alta Presión en la vasija del Reactor.

-Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga del 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 13-03-2005 y de 28-02-2007 a 02-03-07. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 30 de 46

-Que el PV-O-508, rev. 101, de frecuencia 24 meses: "Comprobación de la actuación automática simulada del RPT" tiene por objeto, cumplir con el RV 3.3.4.2.5 y consiste en realizar una prueba funcional del sistema lógico, incluyendo la actuación de los interruptores de disparo de las bombas de recirculación.

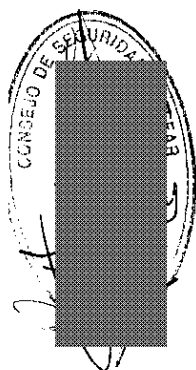
-Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga de 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 17-03-2005 y 19-03-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio, si bien en la prueba realizada el 17-03-2005 se detectaron algunos errores en la rev. 100 del procedimiento de prueba que se estaba ejecutando y que dieron lugar a la edición de una hoja de evaluación de la modificación de manuales o procedimientos, que dio origen con posterioridad a la rev. 101 del procedimiento.

-Que el PV-O-509, rev. 100, de frecuencia 24 meses: "Comprobación de la actuación automática simulada de las válvulas del ARI" tiene por objeto cumplir con el RP 6.3.3.10.5 en la parte correspondiente a la actuación automática simulada de las válvulas del ARI, consistiendo en la realización de una prueba funcional del sistema lógico, incluyendo la actuación de dichas válvulas. Durante la realización de esta prueba se produce la despresurización del colector de aire de scram, por actuación de las válvulas del ARI, debiendo estar los acumuladores de las barras de control aislados y descargados.

-Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga del 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 28-02-2005 y 13-03-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio, si bien en el apartado de observaciones de ambas pruebas se señalan incidencias que fueron aclaradas a la Inspección por los representantes del titular. Asimismo en la ejecución del procedimiento el día 10-03-2007, se comprobó la existencia de varias erratas que motivaron el lanzamiento de una hoja de evaluación de cambios editoriales.

-Que el PV-O-440, rev. 101, de frecuencia 24 meses: "Prueba funcional de los sistemas lógicos del RPT/ARI" tiene por objeto cumplir con el RV 3.3.4.2.5 y con el RP 6.3.3.10.5. Consiste en la realización de una prueba funcional del sistema lógico de la instrumentación de disparo de las bombas de recirculación por transitorios sin scram (RPT-ATWS), incluyendo la actuación de los interruptores, y en la realización de una prueba funcional del sistema lógico de la instrumentación de actuación de la inserción alternativa de barras de control (ARI-ATWS).

-Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga de 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 03-03-2005 y 19-03-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio, si bien en la ejecución de fecha 03-03-2005 se detectaron varios errores editoriales en la



edición 100 del procedimiento que se estaba ejecutando, que fueron subsanados mediante la hoja (anexa al procedimiento) de evaluación de la modificación de manuales o procedimientos. También durante la prueba se detectaron varias incidencias que fueron puestas de manifiesto en el procedimiento de prueba en el apartado de observaciones, las cuales fueron aclaradas a la Inspección por los representantes del titular.

-Que el PV-O-352, rev. 101, de frecuencia 3 meses: "Prueba funcional de la instrumentación que causa iniciación del ARI/RPT y HPCI por muy bajo nivel y disparo del HPCI por alto nivel en la RPV" tiene por objeto cumplir con los RV 3.3.4.2.2 (muy bajo nivel vasija reactor), 3.3.5.1.2 (Tabla 3.3.5.1-1) Apartado 3.a, 3.3.5.1.2 (Tabla 3.3.5.1-1) Apartado 3.e y con el RP 6.3.3.10.2 (Tabla 6.3.3.10-1) Apartado 1.

-Que consiste, en lo relativo al Sistema ARI/RPT, en la realización de una prueba funcional de canal de la instrumentación que produce disparo de las bombas de recirculación por transitorios sin scram (RPT-ATWS) y de la instrumentación de actuación de la inserción alternativa de barras de control (ARI-ATWS), por muy bajo nivel de agua en la vasija del reactor.

Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada para recarga de 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 25-09-2006 y 22-03-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio, si bien en la ejecución correspondiente a la fecha 25-09-2006 el procedimiento no se cumplimentó, indicándose en el informe de resultados que dicha prueba se había realizado con el PV-I-336. Los representantes del titular indicaron que la cumplimentación del informe de resultados del PV-O-352 de fecha 25-09-2006 era un error, puesto que en los casos en que una prueba de Operación se ejecuta con otra de Instrumentación, es en esta última donde ello se indica y, de hecho, en el control de resultados de Operación no se ha contabilizado la mencionada prueba PV-O-352 de 25-09-2006.

-Que con respecto a la ejecución de dicho procedimiento correspondiente a la fecha 22-03-2007, en su apartado 2 del punto 7 de Instrucciones aparecía una discrepancia con respecto al estado esperado del relé RLY-2330-114 no explicada en el apartado observaciones, si bien la prueba había continuado comprobándose en pasos posteriores la correcta actuación de dicho relé. Los representantes del titular explicaron a la Inspección que la causa de dicha discrepancia fue que el relé estaba energizado debido a que la prueba se realizó en recarga con baja presión en el reactor, por lo que se procedió a levantar el cable C1711V de la borna BB-22 del panel 939 (CWD 711) para poder realizar la prueba sin interferencias del proceso, normalizando a continuación y verificando su estado correcto. Que los representantes del titular completaron el informe del procedimiento con dicha explicación, lo que no se había hecho en su día por un olvido.

-Que el PV-O-353, rev. 101, de frecuencia 3 meses: “Prueba funcional de la instrumentación que causa iniciación del ARI/RPT y del condensador de aislamiento por alta presión en la vasija del reactor” tiene por objeto, el cumplir con los RV 3.3.4.2.2 (alta presión vasija reactor), 3.3.7.1.2 (Tabla 3.3.7.1-1) Apartado 1, y con el RP 6.3.3.10.2 (Tabla 6.3.3.10-1) Apartado 2.

-Que consiste, en lo relativo al Sistema ARI/RPT, en realizar una prueba funcional de canal de la instrumentación que por muy bajo nivel en la vasija del reactor produce disparo de las bombas de recirculación por transitorios sin scram (RPT-ATWS) y una prueba funcional de canal de la instrumentación de actuación de la inserción alternativa de barras de control (ARI-ATWS) por alta presión en la vasija del reactor.

-Que la Inspección procedió a la revisión de los resultados de la ejecución de dicho procedimiento, proporcionados por los representantes del titular, desde la parada de recarga del 2005 hasta la fecha de la inspección. Las correspondientes fechas fueron: 25-09-2006 y 21-03-2007. El resultado de las pruebas en todos los casos fue satisfactorio, si bien en la ejecución correspondiente a la fecha 25-09-2006 ocurrió un caso similar al descrito en la prueba anterior en cuanto a la cumplimentación errónea del informe de resultados del PV-O-353, cuando esta prueba ya había sido realizada con el PV-I-337.

Que en relación con la Inspección en Servicio relativa a los sistemas 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 SBLC definido en el capítulo 9 del MISI 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 prueba, eligiendo algunos procedimientos de prueba sobre los que comprobó los aspectos siguientes: alcance, realización de las pruebas requeridas, cumplimiento de las frecuencias definidas para cada prueba y resultados de las mismas.

-Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de pruebas de indicador de posición, en lo relativo a las válvulas motorizadas MOV-1101-50A/B, para lo cual revisó el procedimiento IS-O-450 Rev.100, “Observación de la operación de las válvulas con indicación de posición remota del sistema de reserva por veneno líquido (SBLC)”. Que la Inspección revisó los registros de las pruebas realizadas desde la parada para recarga de 2005, no detectando nada reseñable. Que entre las pruebas revisadas estaban las programadas periódicamente para dar cumplimiento a los requisitos de ASME (24 meses) y otras efectuadas tras trabajos de mantenimiento (pruebas parciales).

-Que respecto a la válvula manual V-1101-1, la Inspección preguntó las razones por las cuales dicha válvula había quedado excluida del alcance del programa de pruebas de indicador de posición. Que la válvula V-1101-1 cuenta con indicación de posición en el panel 905 de Sala de Control. Que según indicaron los representantes del titular, esta

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 33 de 46

válvula quedaba excluida del programa por ser empleada únicamente por conveniencia de operación. Que la válvula, que se mantiene enclavada abierta, está situada en el interior del pozo seco, permaneciendo inaccesible durante las condiciones de operación distintas de la recarga. Que su accionamiento al cierre se contempla en recarga durante el desarrollo de las pruebas de fugas de las válvulas CHKV-1101-15 y CHKV-1101-16, y que en todo caso, antes de proceder al cierre del pozo seco tras recarga se ejecuta el procedimiento PASO-SBLC-2, en el que se verifica la apertura y el enclavamiento de la misma.

-Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de accionamiento de válvulas automáticas, en lo relativo a las válvulas motorizadas MOV-1101-50A/B, para lo cual revisó el procedimiento de pruebas PV-O-312 Rev. 102, "Comprobación del correcto funcionamiento de las bombas del SBLC y operabilidad de sus válvulas". Que según figura en dicho procedimiento, la prueba, que se realiza con una frecuencia trimestral, consistía en la obtención de los tiempos de accionamiento a la apertura, por ser ésta la función de seguridad asignada a dichas válvulas. Que se ha establecido un tiempo límite de apertura para ambas válvulas de 25 segundos. Que los tiempos de referencia a la apertura vigentes eran de 17 segundos para ambas válvulas. Que según figuraba en el procedimiento se considera aceptable obtener un tiempo de apertura con una desviación máxima del 15% alrededor del valor de referencia.

-Que la Inspección revisó los registros de las pruebas realizadas desde la parada para recarga de 2005. Que entre las pruebas revisadas estaban las programadas periódicamente para dar cumplimiento a los requisitos de ASME (3 meses) y otras efectuadas tras trabajos de mantenimiento (pruebas parciales). Que en todos los casos revisados, los valores obtenidos de tiempos de apertura de ambas válvulas se encontraban dentro de los intervalos considerados aceptables, por lo que en todos los casos se concluyó con un resultado aceptable.

-Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de accionamiento de válvulas de retención, en lo relativo a las válvulas CHKV-1101-43A, CHKV-1101-43B, CHKV-1101-15 y CHKV-1101-16.

-Que para las válvulas CHKV-1101-43A y CHKV-1101-43B, el procedimiento de prueba aplicable tenía la referencia PV-O-312 Rev. 102, "Comprobación del correcto funcionamiento de las bombas del SBLC y operabilidad de sus válvulas". Que según figura en el mismo, una vez arrancadas las bombas B-1102A y B-1102B se comprueba el accionamiento de ambas válvulas verificando la existencia de caudal en el indicador local FI-1111. Que la Inspección comprobó los registros de las pruebas realizadas desde la parada para recarga de 2005, sin que se detectara nada reseñable.

-Que para las válvulas CHKV-1101-15 y CHKV-1101-16, el procedimiento de prueba aplicable tenía la referencia IS-O-717 Rev. 100, "Comprobación de la operabilidad de las válvulas direccionales de aislamiento del sistema de control por líquido de reserva (SBLC)". Que según se indicaba en el procedimiento, la prueba, consistente en demostrar el accionamiento de ambas válvulas tanto a la apertura como al cierre, se

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 34 de 46

realiza con una frecuencia de una vez cada parada fría. Que la apertura de ambas válvulas se verificaba comprobando existencia de caudal a través de la válvula V-1101-1, cuando se inyectaba agua procedente del sistema de enfriamiento en parada a través de la válvula V-1101-23Y.

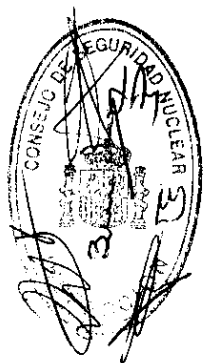
-Que la Inspección revisó los registros correspondientes a las pruebas realizadas en las paradas para recarga de 2005 y 2007, comprobando que éstas concluyeron con un resultado satisfactorio, sin que se detectara nada reseñable.

-Que la Inspección verificó los procedimientos correspondientes a las pruebas de accionamiento de las válvulas explosivas XOY-1106A/B, siendo las referencias PV-O-402A y PV-O-402B, ambos en revisión 100. Que mediante dichos procedimientos se realizaba una prueba funcional de los subsistemas A y B del SBLC, entre cuyas acciones se contemplaba el accionamiento a la apertura de las válvulas explosivas XOY-1106A/B con la posterior inyección de agua desmineralizada a la vasija del reactor. Que con dicha acción se pretendía dar cumplimiento a los requisitos del código ASME OM en cuanto a pruebas de accionamiento de válvulas explosivas. Que la periodicidad fijada es de una vez cada 24 meses uno de los subsistemas, de forma que cada uno de los subsistemas se probara con una frecuencia de 48 meses.

-Que los representantes del titular informaron que el suministro de cargas de las válvulas explosivas se realizaba en lotes de cuatro unidades certificadas por el fabricante, para las cuales se establecía una caducidad de cinco años desde su fabricación, y un tiempo en servicio máximo de tres años. Que para garantizar que las cargas no superaran los periodos indicados, aparte de las sustituciones que se derivaban de las pruebas realizadas según los procedimientos PV-O-402A y PV-O-402B, se planificaba una sustitución de ambas cargas cada tres años.

-Que la Inspección revisó los registros correspondientes a la última ejecución de los procedimientos PV-O-402A y PV-O-402B, comprobándose que en ambos casos las cargas explosionaron al primer intento para lograr la apertura de las válvulas XOY-1106A y XOY-1106B respectivamente, sin detectarse nada reseñable.

-Que con respecto al programa de pruebas de fugas de válvulas del SBLC que forman parte de la barrera de contención primaria (CIV), la Inspección revisó el procedimiento de prueba aplicable, siendo su referencia PV-O-416 Rev. 102, "Prueba de fugas locales de la contención primaria". Que dicho procedimiento tenía por objeto dar cumplimiento a los requisitos del código ASME OM en lo que respecta a las pruebas de fugas de las válvulas CHKV-1101-15 y CHKV-1101-16. Que en el anexo IV al procedimiento se incluían los modelos de hoja de registro aplicables a cada una de las válvulas, correspondiendo las hojas número 81 y 82 a las válvulas CHKV-1101-15 y CHKV-1101-16 respectivamente. Que según constaba en las mencionadas hojas, ambas válvulas se probaban por el método de fluido fugado, empleando como fluido aire a la presión de 3,2 Kg/cm².



SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 35 de 46

-Que la Inspección revisó los registros de la última prueba realizada en cada una de las válvulas indicadas. Que en los registros entregados, correspondientes a las pruebas realizadas durante la parada para recarga de 2005, se comprobó que el valor de la fuga obtenida daba cumplimiento a los criterios de aceptación indicados en el procedimiento PV-O-416, por lo que en ambos casos se concluyó con un resultado aceptable.

-Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de comprobación de tarado en lo que respecta a las válvulas de alivio RV-1105A/B del sistema SBLC, para lo cual la Inspección revisó los procedimientos de prueba IS-M-403 Rev.100, "Comprobación de la operabilidad y verificación de la presión de disparo (prueba "as-found") de las válvulas de alivio de presión fabricante [REDACTED], del sistema SBLC", e IS-M-436 Rev.100, "Comprobar la operabilidad y verificar la presión de disparo (prueba "as-left") a las válvulas de alivio de presión fabricante [REDACTED] del sistema SBLC que se monten en línea". Que el procedimiento de prueba IS-M-403 tenía asignada una frecuencia de ejecución de 48 meses, de forma que cada dos paradas para recarga se verificara el tarado de una de las válvulas. Que dicha frecuencia garantizaba que todas las válvulas del grupo GDP-12 eran probadas al menos una vez cada 10 años.

-Que de acuerdo con el capítulo 9 del MISI, ambas válvulas eran las únicas integrantes del grupo definido de prueba GDP-12, correspondiente a válvulas del fabricante [REDACTED] siendo 95,5 kg/cm² el valor de la presión nominal de tarado.

-Que tanto en la prueba "as-found" como en la "as-left" se consideraba aceptable obtener una desviación de la presión de tarado inferior al 3% respecto del valor nominal. Que la prueba "as-found" se consideraba aceptable si en el primero de los disparos efectuados la desviación frente al valor nominal era inferior a la tolerancia indicada. Que en tal caso, dicho disparo se podría convalidar como primer disparo de la prueba "as-left" según procedimiento IS-M-436. Que según el procedimiento IS-M-436, la prueba "as-left" se consideraba con resultado satisfactorio siempre que en dos disparos consecutivos se obtuviera una presión de disparo dentro del rango aceptable y, adicionalmente, que la prueba de fugas al 90% de la presión de tarado concluyera con resultado satisfactorio.

-Que la Inspección revisó los registros correspondientes a las dos últimas pruebas realizadas en cada válvula de alivio. Que según manifestaron los representantes del titular, los procedimientos IS-M-403 e IS-M-436 tenían vigencia desde el año 2004. Que para fechas anteriores, las pruebas de verificación de tarado se realizaban conforme al procedimiento PV-M-403, en aplicación del RV 4.1.5.c.3. Que dicho RV, consistente en demostrar que el punto de tarado era inferior o igual a 98,4 kg/cm², no existía en la revisión vigente de las ETFMS. Que tras eliminar el mencionado RV, se pasó a aplicar los procedimientos IS-M-403 e IS-M-436 con el objeto de dar cumplimiento a los requisitos del código ASME OM. Que por todo ello, la única ejecución disponible conforme a estos procedimientos correspondía a la realizada en la parada para recarga de 2007, para la válvula RV-1105B. Que la Inspección revisó los resultados de dichas ejecuciones, sin que se detectara nada reseñable.



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 36 de 46

-Que la Inspección indicó que en las pruebas anteriores al año 2004, aplicando el procedimiento PV-M-403, la tolerancia admisible en cuanto a los puntos de tarado no era acorde con la requerida por el código ASME OM. Que los representantes del titular manifestaron que dicho procedimiento daba únicamente cumplimiento al RV mencionado, pero que no obstante dicha ejecución se complementaba con la ejecución de la gama de mantenimiento con referencia GM.MM.01108, en la que se requería una tolerancia del 1%, y por tanto coherente con la requerida por ASME OM.

-Que la Inspección preguntó si se disponía de alguna experiencia operativa propia en cuanto a derivas de los puntos de tarado de las válvulas de alivio del SBLC. Que los representantes del titular entregaron copia de la experiencia con referencia PS-76, identificada en el año 2002, en la que se constataba la apertura de la válvula RV-1105B a una presión inferior a la nominal, durante la ejecución del procedimiento PV-O-312. Que a raíz de lo sucedido, se procedió a sustituir las válvulas del fabricante Dresser por otras equivalentes del fabricante [REDACTED], siendo este último el modelo de las actualmente instaladas.

-Que la Inspección verificó el cumplimiento del programa de pruebas funcionales de las bombas del Sistema SBLC definido en el capítulo 8 del MISI de acuerdo con la subsección ISTB de ASME OM-1995 y adenda Oma-1996, para lo cual realizó una revisión de los procedimientos de prueba aplicables, PV-O-312, "Comprobación del correcto funcionamiento de las bombas del SBLC y operabilidad de sus válvulas", e IS-O-482, "Prueba global de comprobación del correcto funcionamiento de las bombas del SBLC y operabilidad de sus válvulas".

-Que mediante el procedimiento PV-O-312 se realizaba una medida del caudal impulsado por cada una de las bombas, a una presión de descarga de 89,6 kg/cm². Que dicha presión se lograba mediante estrangulamiento de la válvula V-1101-22 hasta que el indicador de presión local PI-1157 indicara dicho valor. Que una vez alcanzadas las condiciones de prueba requeridas se tomaba la lectura del caudal en el indicador local FI-1111 y se comparaba el valor obtenido frente al valor de referencia indicado en el procedimiento. Que para las bombas B-1102A y B-1102B, los valores de referencia eran 116 l/min y 117,6 l/min respectivamente. Que como resultado de la comparación entre los valores medidos y los de referencia, se consideraba aceptable obtener una desviación inferior al 10%. Que en caso de registrarse una desviación superior, el procedimiento indicaba expresamente que la correspondiente bomba debía declararse inoperable. Que así mismo, el procedimiento PV-O-312 tenía por objeto cumplimentar el RV 3.1.7.7, por el cual se requería verificar que el caudal desarrollado por las dos bombas conjuntamente fuera superior o igual a 162,75 l/min, con una presión de descarga de 90,1 kg/cm².

-Que la Inspección revisó los registros correspondientes a las ejecuciones del procedimiento PV-O-312 desde la parada para recarga de 2005. Que se comprobó que las pruebas se habían realizado con una frecuencia trimestral. Que se observó que en la prueba realizada con fecha de 14/02/2006 se obtuvo un caudal en la bomba A de 60 l/min, que no daba cumplimiento al criterio de aceptación indicado en el procedimiento.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 37 de 46

Que se procedió a la apertura de la solicitud de trabajo ST-OP-36476, que dio lugar a la PTO 345/2006. Que mediante dicha orden se verificó que el problema no era asociado a la bomba sino al caudalímetro empleado en la prueba, procediendo a una calibración del mismo. Que en la prueba posterior realizada según procedimiento PV-O-312, fecha de 15/02/2006, se registró un valor aceptable en el caudal de la bomba indicada.

-Que mediante el procedimiento IS-O-482 se realizaban las pruebas globales de las bombas B-1102A y B-1102B con el objeto de cumplimentar los requisitos del código ASME OM. Que dicha prueba contenía las mismas comprobaciones a las realizadas por el procedimiento PV-O-312 y, adicionalmente, la toma de vibraciones en los cojinetes de las bombas. Que en lo que respecta a los criterios de aceptación, los recogidos en el procedimiento IS-O-482 eran coherentes con los requeridos por el código ASME OM para pruebas globales de bombas de desplazamiento positivo.

-Que la Inspección revisó el procedimiento PE-OT-MM-254102 Rev.0, "Obtención de valores de referencia de vibraciones en las bombas B-1102A y B-1102B del veneno líquido para 4º intervalo", sin que se detectara nada reseñable.

-Que la Inspección revisó los registros correspondientes a las dos últimas ejecuciones del procedimiento IS-O-482. Que en el registro de la prueba realizada con fecha de 05/09/2006 la Inspección observó que el caudal medido en la bomba B alcanzaba el rango de alerta fijado por el procedimiento. Que las acciones aplicadas fueron emitir la solicitud de trabajo ST-OP-37090 para la revisión de la bomba y planificar la ejecución del procedimiento IS-O-482 con una frecuencia de 45 días. Que se realizó un análisis en informe IM-89/2006 Rev.1, según el cual se identificaba como causa un posible deterioro de los asientos de las válvulas de aspiración o descarga de la bomba, procediendo a la apertura de la orden de trabajo OT-MM-35585. Que con fecha de 25/02/2007 se procedió a ejecutar la Orden de Trabajo indicada, verificando problemas en los asientos de las válvulas de aspiración de la bomba B. Que tras efectuar el mantenimiento oportuno, se procedió con fecha de 05/03/2007 a realizar prueba según procedimiento IS-O-482, que concluyó con un resultado aceptable.

-Que con el fin de verificar el cumplimiento del programa de pruebas de presión definido en el capítulo 7 del MISI, la Inspección comprobó los procedimientos de prueba IS-O-472 Rev.100, "Prueba de fugas de los componentes clase 1 al final del intervalo", e IS-O-835 Rev.100, "Prueba de fugas del sistema de control de reserva por veneno líquido (SBLC)".

-Que respecto al primero de los procedimientos, la Inspección verificó que el alcance fijado incluía todos los tramos de clase de seguridad 1 correspondientes al Sistema SBLC. Que la Inspección revisó el registro correspondiente a la última prueba realizada, con fecha de 18/03/2007, constatándose que la prueba concluyó con resultado satisfactorio sin que se detectara nada reseñable.

-Que respecto al procedimiento IS-O-835, la Inspección verificó que en el alcance se cubrían todos los tramos de clase de seguridad 2. Que la Inspección revisó el registro de

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 38 de 46

la última ejecución realizada, con fecha de 10/03/2005, en el que comprobó que la misma había concluido con un resultado satisfactorio, sin detectarse nada reseñable.

Que en relación con las intervenciones de mantenimiento correctivo relativas a los sistemas objeto de la Inspección las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:

SISTEMA SBLC

-Que la Orden de Trabajo identificada como IN-35525: "Solicitud de subida del tarado del LS-1140-4 hasta que desaparezca la alarma "nivel tanque SBLC alto/bajo nivel" en ANN-905-28A-H5, presente por alto nivel en el TNK-1103 del SBLC", fue ejecutada con fecha 13/05/2005, según requerimiento del Cambio Temporal de referencia SBLC-1/05, para evitar tener presente continuamente la alarma de alto nivel en el tanque del SBLC.

-Que el valor de dicha alarma se subió de 48,40 mA (96 %) a 48,80 mA (97 %), permaneciendo en esta situación hasta el cierre del Cambio Temporal con fecha 12/03/2007 en que se recuperó el valor del tarado de la alarma a su estado original.

-Que para el citado cambio temporal se había estimado una duración esperada de 12 meses, sin embargo, al no producirse en el tanque una evaporación suficiente para que descendiera el nivel hasta poder recuperar el anterior valor de alarma, y no ser partidario el titular de drenar dicho tanque, el Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC) decidió en una reunión mantenida el 03/08/07, por aplicación del procedimiento de control de cambios temporales PCN-A-20, prorrogar la vigencia del Cambio Temporal hasta la parada de recarga (marzo de 2007), haciéndose constar esta prórroga en el Cambio Temporal SBLC-1/05 mediante la correspondiente firma con fecha 11/01/07.

-Que la Inspección observó que la sistemática descrita en el procedimiento PCN-A-20 incumple el apartado Alcance del mismo, en el cual se establece que el procedimiento se usará para la instalación de todos los cambios temporales y para el control durante su permanencia, así como, que los cambios temporales deberán ser de corta duración.

-Que la Inspección observó en la sistemática descrita en el procedimiento PCN-A-20 las deficiencias que se exponen a continuación.

-Que el procedimiento indica que el Jefe de Operación enviará una copia del cambio temporal que ha excedido de la duración estimada al CSNC para su revisión y evaluación de permanencia en vigor. Que, así mismo, el procedimiento indica que es responsabilidad del CSNC revisar los cambios temporales que hayan excedido su duración estimada. Que el procedimiento permite la vigencia de cambios temporales en un plazo superior al previsto sin que sea revisada y evaluada su permanencia en vigor por el CSNC.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 39 de 46

-Que el procedimiento es incompleto en cuanto a que no recoge los pasos a realizar una vez que la permanencia en vigor de un cambio temporal es aprobada por el CSNC.

-Que la Orden de Trabajo identificada como IN-37346: "Al extraer la fuente de alimentación sale alarma de bajo nivel en el TNK del SBLC. Reparar", se ejecutó entre los meses de abril y mayo de 2006, y consistió en extraer la fuente de alimentación identificada como E/S-1140-5 para su comprobación en el taller de Instrumentación, detectando que la salida 1 correspondiente a la alimentación del canal de presión de veneno líquido tenía un falso contacto en el propio módulo, por lo que se procedió a repasar las soldaduras de la tarjeta y se montó en Sala de Control comprobando que la anomalía desaparecía. Al ejecutar esta Orden se comprobó que el plano CWD 661A no concordaba con lo instalado en la planta, por lo que se procedió a su modificación. Dicha fuente alimenta a los transmisores PT-1150 y al LT-1153 (plano CWD 668).

-Que la Orden de Trabajo identificada como IN-38134: "Sale alarma de alta temperatura en el tanque de veneno líquido siendo la temperatura de 34,1 °C (la alarma de alta temperatura debe salir a 35,5 °C). Revisar este instrumento" se ejecutó con fecha 26/07/2006, y consistió en revisar el lazo de control por temperatura del calentador eléctrico del tanque del SBLC, encontrándose dos anomalías: el controlador-indicador TIC-1154 tenía un error en la indicación de -0,4 /-0,5°C y el termostato TS-1155 tenía una desviación en el punto de tarado de alarma de alta temperatura de -1°C. Estas desviaciones se corrigieron mediante los correspondientes ajustes y calibración del termostato en taller y del controlador en campo. Una vez finalizado el montaje en campo se comprobó que desaparecía la alarma de alta temperatura y que la indicación del TIC-1154 era de 34,9°C, valor que fue estimado correcto y acorde con el estado de la planta. Que los representantes del titular mostraron a la Inspección las plantillas de calibración de los instrumentos mencionados, habiéndose calibrado el TS-1155 según el procedimiento PMI-P-582 con fecha 26/07/06 y el TIC-1154 según el PMI-P-476 también con fecha 26/07/06.

-Que la Orden de Trabajo identificada como IN-39237 "TI-1161A (termómetro de temperatura aspiración BBAA del SBLC) descalibrado y con indicación errónea", se ejecutó en marzo de 2007. Dicha Orden se originó como consecuencia de que el indicador TI-1161 indicaba unos 10 grados más que la sonda [REDACTED] de Sala de Control y, dado que este TI-1161 vigila el RV 3.1.7.3, Operación solicitó que Mantenimiento de Instrumentación comprobase su calibración. Una vez realizada la medida con un termómetro de temperatura calibrado, se llegó a la conclusión de que el error era en el propio medidor (la sonda [REDACTED]) de Operación, por lo que la Orden de Trabajo fue cerrada sin más actuación. Que como consecuencia del hecho descrito el titular decidió incluir todos los instrumentos de medida utilizados en las rondas de Operación en su programa general de calibración de instrumentos.

-Que la Orden de Trabajo identificada como IN-39342: "Lectura de temperatura anormalmente baja en el indicador estando correctamente el traceado térmico" fue ejecutada con fecha 04/04/2007, surgiendo como consecuencia de la observación de una lectura de temperatura anormalmente baja en el indicador TI-1161B. Utilizando un

termómetro patrón, se midió en la misma ubicación que los TI-1161 A/B en paralelo con ellos, obteniendo la indicación del TI-1161 A (rango 0-250 °C) de 42 °C y la tomada con el termómetro patrón Ie-41-12P de 40,8 °C, y la indicación del TI-1161 B (rango 0-250 °C) de 30 °C y la tomada con el termómetro patrón Ie-41-12P de 31,8 °C. De estos datos, se dedujo que la diferencia de temperatura en la succión de las bombas B-1102 A y B es real y que las indicaciones de los TI-1161 A y B son correctas.

-Que con fecha 10/04/2007 el titular comprobó el histórico del mencionado equipo con el fin de analizar la causa de la diferencia de temperatura en las tuberías de succión de las bombas “A” y “B” del SBLC. En marzo de 1992 el lazo “A” tenía 42 °C, mientras que la temperatura en el “B” era de 60 °C. En mayo de 1992 el titular decidió desconectar uno de los dos traceados térmicos de que dispone la bomba “B”, bajando la temperatura a 37 °C. A partir de esa fecha y de manera muy lenta la temperatura ha ido decreciendo hasta llegar a los 30 °C actuales. Ante la sospecha de un deterioro progresivo o de una disminución de eficacia de las resistencias recalentamiento, Mantenimiento Eléctrico ha medido su consumo encontrándolo correcto.

-Que la Orden de Trabajo identificada como ME-28763: “Revisar/sustituir el interruptor SWGR-E2-7C-4A (alimentación HTR-1103 calentador inmersión tanque veneno líquido) para eliminar punto caliente”, surge tras la detección el 14 de febrero de 2006, mediante termografía, de la existencia de un punto caliente en el interruptor SWGR-E2-7C-4 A. Fue realizada con fecha 09/03/06, y consistió en la sustitución del interruptor de caja moldeada del compartimiento SWGR-E2-7C-4 A, modelo TEF134100, por otro de modelo TED136A100. Tras el cambio se ejecutó el procedimiento PV-O-02 con resultado satisfactorio.

Que durante el recorrido por planta las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:

- **Sala de Control**

-Que la Inspección visitó la Sala de Control efectuando las comprobaciones que se exponen a continuación.

-Que la Inspección revisó la disposición física y estado de los elementos de instrumentación y control de los sistemas ARI/RPT y SBLC en los paneles de la Sala de Control principal (paneles 904 y 905 y parte trasera del 905).

-Que el criterio de etiquetado de la Sala de Control del titular establece etiquetas con fondo rojo para elementos que cuelgan de alimentaciones de emergencia que dependen del Diesel 2 y fondo amarillo para las que lo hacen del Diesel 1. Así, en toda la Sala de Control y para los sistemas dependientes de alimentación de emergencia, el tren A de fluido se sitúa a la izquierda y está etiquetado en rojo (Diesel 2), mientras que el tren B de fluido se sitúa a la derecha y está etiquetado en amarillo (Diesel 1).

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 41 de 46

-Que, dado que en el caso del Sistema SBLC, la alimentación eléctrica del tren A de fluido depende del Diesel 1 y la del tren B de fluido lo hace del Diesel 2 (esto es, al revés del resto de sistemas de la Sala de Control), en el panel de Sala de Control (para las bombas del SBLC) el etiquetado del tren A de fluido (a la izquierda) es amarillo y el del tren B de fluido es rojo (a la derecha).

-Que los representantes del titular indicaron que esta situación, en cuanto a la alimentación eléctrica del SBLC, existe desde el arranque de la central y es conocida por la organización, y que han incluido recientemente una disconformidad en el PAC al respecto y se ha decidido que el cambio de alimentaciones podría conllevar más inconvenientes que ventajas; así como que, en concreto en el caso de la Sala de Control, el turno de operación está muy acostumbrado a este diseño original.

-Que en el panel de Sala de Control, el fondo de las etiquetas identificativas de las válvulas MOV-1101-50A y B es blanco, en lugar del amarillo y rojo respectivamente que les correspondería (si es esa su alimentación eléctrica), según criterio de etiquetado de componentes activos (bombas y válvulas).

-Que la Inspección constató que existe una diferencia entre el criterio no documentado de etiquetado de la instrumentación del Sistema SBLC en Sala de Control y el Manual de Control de la Configuración en Sala de Control. En las páginas 9 y 10 del "Manual de Control de la Configuración de la Sala de Control" (Rev. 0, 10/9/04) se indica que "Las etiquetas de los elementos que cuelgan de alimentaciones de emergencia asociadas al Diesel 2 son de fondo rojo y letra blanca, y de fondo amarillo y letra negra si pertenecen a elementos que disponen de alimentación de emergencia asociada al Diesel 1. En otros casos, son de fondo blanco y letra negra. En la práctica de la central, según criterio no escrito en dicho Manual, sólo se ha etiquetado en color rojo o amarillo la instrumentación cuando pertenece a sistemas de salvaguardia (redundantes), como es el caso por ejemplo del LPCI "A" y LPCI "B". En base a ese criterio no documentado, la instrumentación del Sistema SBLC en el panel 905 de Sala de Control tiene etiquetas blancas, a pesar de que toda ella cuelga de tren eléctrico B. Los representantes del titular se comprometieron a analizar, clarificar la situación y establecer la coherencia en este aspecto del control de configuración de la Sala de Control.

-Que la Inspección realizó un recorrido por la Sala de Control Auxiliar, visitando los paneles 950 y 951, donde están instaladas las unidades de disparo de nivel del reactor (LIS 263-691A/C, en el panel 950, y LIS 263-691B/D, en el panel 951), presión del reactor (PIS 263-676A/C, en el panel 950, y PIS 263-676B/D, en el panel 951), y los relés asociados (585-101/103/104/102/105, en el panel 950, y 585-201/203/204/202/205, en el panel 951) de las señales de actuación del ARI/RPT de ambos trenes.

-Que todas las unidades de disparo mencionadas son maestras y poseen indicación, en función del canal a que correspondan, de los valores de nivel y presión en el reactor, comprobándose que los relés mencionados estaban todos desenergizados (contactos abiertos).



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 42 de 46

- **Otras Áreas de la Central**

-Que la Inspección visitó las áreas de ubicación del Sistema SBLC efectuando las comprobaciones que se exponen a continuación.

-Que la Inspección comprobó la correspondencia entre la disposición física y los P&ID del Sistema SBLC.

-Que la Inspección comprobó que el Tanque del Sistema SBLC se encuentra cerrado mediante una tapa atornillada.

-Que la Inspección comprobó que la aspiración del Tanque del Sistema SBLC se encuentra a una altura sobre el suelo superior a 25 cm.

-Que la Inspección comprobó que la pendiente de la tubería de descarga de las válvulas de seguridad es mayor del 1%.

-Que la Inspección comprobó que la presión de los acumuladores del Sistema SBLC es mayor de 31,67 Kg/cm².

-Que la Inspección comprobó que la tubería de unión de las válvulas V-1101-41 A/B es mayor de 2,5 pulgadas.

Que en relación con el Programa de Acciones Correctivas (PAC) las comprobaciones realizadas fueron las siguientes:

-Que a petición de la Inspección los representantes del titular mostraron y entregaron a la misma las fichas correspondientes a las entradas en el PAC relativas al Sistema SBLC y al Sistema ARI/RPT. Que dichas fichas tenían las fechas siguientes: 20/07/1992 (SIL); 22/01/1999 (PS); 21/03/2001 (PS); 14/11/2001 (PS); 21/01/2002 (SIL); 09/10/2002 (PS); 05/12/2002 (PS); 07/05/2003 (PS); 23/11/05 (AR); 02/01/2006 (AR); 10/01/2006 (CSN-ACTA); 07/02/2006 (PS13); 14/02/2006 (AR); 16/02/2006 (MAP); 16/02/2006 (MAP); 16/02/06 (MAP); 16/02/2006 (MAP); 16/02/2006 (MAP); 16/02/2006 (MAP); 16/02/06 (MAP); 16/02/2006 (MAP); 16/02/2006 (MAP); 28/02/2006 (H); 13/03/2006 (H); 10/07/2006 (H); 05/09/2006 (IM); 29/11/2006 (H); 06/03/2007 (H); 06/03/2007 (PR); 08/03/2007 (PR); 08/03/2007 (PR); 04/06/2007 (CSN-CAR); 15/09/2007 (IM) y 09/11/2007 (H).

-Que la Inspección comprobó que en diversas fichas no se había identificado si se trataba de una No Conformidad (NC) o de una Propuesta de Mejora (PM). Que dichas fichas eran las siguientes: 20/07/1992 (SIL); 22/01/1999 (PS); 21/03/2001 (PS); 14/11/2001 (PS); 21/01/2002 (SIL); 09/10/2002 (PS); 05/12/2002 (PS); 07/05/2003 (PS) y 09/11/2007 (H).

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 43 de 46

-Que en el Procedimiento General PG-22 "Programa de Acciones Correctivas", rev.1, se define No Conformidad (NC) como incumplimiento de las expectativas aplicables y Propuesta de Mejora (PM) como propuesta de actuación de la Organización para que un proceso o actividad, que cumple los requisitos aplicables, sea más eficiente y eficaz.

-Que el tratamiento establecido en el Procedimiento General PG-22 "Programa de Acciones Correctivas", rev.1, para las No Conformidades (NC) es diferente del establecido para las Propuestas de Mejora (PM). Que los criterios aplicables para la categorización, nivel de profundización en la evaluación y establecimiento de prioridades están referidos en el citado PG-22 a las No Conformidades según se especifica en el Anexo I "Criterios Generales de Categorización de No Conformidades", en el Anexo II "Criterios Generales para Fijar el Nivel de Profundización en la Evaluación de No Conformidades" y en el Anexo III "Criterios Generales para la Priorización de Acciones".

-Que la Inspección comprobó sobre la ficha de la entrada en el PAC de 10/01/2006 (CSN-ACTA), asociada al Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/05/515, correspondiente a la Inspección Funcional de Sistemas realizada en 2005, que dicha entrada se había identificado como Propuesta de Mejora, que en ella faltaba el hallazgo relativo a la incorrecta definición del alcance del programa de pruebas de válvulas en el Sistema LPCI debido a la no inclusión en el mismo de las válvulas de retención CHKV-1501-54, 58, 55 A y 55 B situadas en la descarga de la "chem pump" B-1501-86 y que algunos de los hallazgos identificados por el CSN estaban pendientes de resolución.

-Que la Inspección constató que, con relación al hallazgo de la Inspección Funcional de Sistemas realizada en 2005 relativo a la falta de indicación en la Sala de Control y en el Panel de Parada Remota, para las válvulas MOV-1501-35 A/B (del LPCI) de refrigeración del agua de la Cámara de Supresión de Presión, acerca de su condición de reguladoras a la apertura con señal de iniciación automática del Sistema LPCI presente, el titular había emitido la Solicitud de Trabajo ST-OP-36817 en agosto de 2006 y, sin más actuaciones, con la emisión de dicha ST, había dado por cerrada la acción en el PAC, lo cual había permitido, junto a otros factores, que en la fecha de la inspección la acción no estuviera implantada a pesar de que había sido cerrada en el PAC.

-Que según las definiciones del Procedimiento General PG-22 "Programa de Acciones Correctivas", rev.1, los hallazgos identificados por la Inspección del CSN son No Conformidades.

-Que los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección un listado de hallazgos de Inspecciones 2005 SISC obtenido de una base de datos independiente del PAC en el que figuraban todos los hallazgos asociados al Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/05/515. Que los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección, asimismo, un listado de compromisos obtenido de una base de datos independiente del PAC en el cual figuraban los compromisos y todos los hallazgos asociados al Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/05/515.



CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 44 de 46

-Que los representantes del titular manifestaron, con relación al hallazgo consistente en la incorrecta definición del alcance del programa de pruebas de válvulas en el Sistema LPCI debido a la no inclusión en el mismo de las válvulas de retención CHKV-1501-54, 58, 55 A y 55 B situadas en la descarga de la “chem pump” B-1501-86, que habían efectuado comentarios sobre el mismo el 20/01/2006.

-Que la Inspección recordó que con posterioridad a la emisión por parte del titular de comentarios sobre los hallazgos asociados al Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/05/515 el 20/01/2006, dichos hallazgos habían sido comunicados por el CSN al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/06/27, CNSMG/SMG/06/3 (NRS del CSN 2942, de 28/04/2006).

-Que la Inspección comprobó el estado de resolución de cada uno de los hallazgos asociados al Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/05/515 con el resultado siguiente:

-Bases de Diseño del Sistema LPCI no convenientemente actualizadas con el análisis de LOCA aplicable y las modificaciones de diseño realizadas – hallazgo menor – resuelto, con excepción de la actualización de las Bases de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas que está pendiente.

-Panel de Parada Remota no incluido en el Control de la Configuración – hallazgo menor – pendiente.

-Libro de Alarmas no convenientemente actualizado con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas vigentes – hallazgo menor – resuelto parcialmente.

-Falta de indicación en la Sala de Control y en el Panel de Parada Remota para las válvulas MOV-1501-35 A/B de refrigeración del agua de la Cámara de Supresión de Presión acerca de su condición de reguladoras a la apertura con señal de iniciación automática del Sistema LPCI presente – hallazgo menor – pendiente.

-Incorrecta definición del alcance del programa de pruebas de válvulas en el Sistema LPCI debido a la no inclusión en el mismo de las válvulas de retención CHKV-1501-54, 58, 55 A y 55 B situadas en la descarga de la “chem pump” B-1501-86 – hallazgo menor – pendiente.

-Procedimientos de Vigilancia PV-O-314 A y PV-O-314 B inadecuados para dar cumplimiento a los Requisitos de Vigilancia RV 3.5.1.4 y RV 3.5.2.4 – hallazgo verde – resuelto.

-Válvulas MOV-1501-5 A (B) situadas a la salida de los cambiadores de calor del Sistema de Agua de Servicios de Emergencia no probadas convenientemente – hallazgo verde – resuelto.

SN

CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

CSN/AIN/SMG/07/565

Página 45 de 46

-Válvulas AOV-1501-69 A (B) situadas en las líneas de mínimo flujo de las bombas del Sistema de Agua de Servicios de Emergencia no probadas convenientemente – hallazgo verde – resuelto.

-Falta de la adecuada revisión y actualización de los documentos de estudio/cálculo que suponen la especificación y justificación del sistema eléctrico de la Central tras la implementación de modificaciones de diseño – hallazgo verde – pendiente.

-Que en relación con la entrada en el PAC de 29/11/2006 (H), la Inspección preguntó acerca del Plan de Choque mencionado en la acción 3 de la misma, en base al cual el titular cerró dicha acción.

-Que la entrada en el PAC de 29/11/2006 (H) se refería a la confusión del tren A con el tren B del Sistema SBLC en los análisis de viabilidad del Mantenimiento a Potencia (MAP). Que la acción 3 de dicha entrada en el PAC se refería a la gestión con las secciones responsables de la revisión de los estudios y procedimientos en los cuales el error pudiera haberse repetido.

-Que los representantes del titular mostraron y entregaron a la Inspección el documento SEI-INF-001 “Evaluación del Retraso Producido en el Cierre de las Acciones Correctivas (Plan de Choque)”, rev.0.

-Que la Inspección comprobó que el documento SEI-INF-001 “Evaluación del Retraso Producido en el Cierre de las Acciones Correctivas (Plan de Choque)”, rev.0, había sido elaborado el 04/05/06 y tratado posteriormente en una reunión mantenida el 23/10/06.

-Que el documento SEI-INF-001 “Evaluación del Retraso Producido en el Cierre de las Acciones Correctivas (Plan de Choque)”, rev.0, establece el cierre de acciones, la ampliación automática del plazo para la resolución de acciones y la existencia de limitaciones para dar de alta nuevas acciones en determinadas circunstancias. Que en la reunión mantenida el 23/10/06 se aceptó el cierre de acciones y la ampliación automática del plazo para la resolución de acciones con ciertos matices y no se aceptó la existencia de limitaciones para dar de alta nuevas acciones.

-Que en el Procedimiento General PG-22 “Programa de Acciones Correctivas”, rev.1 se establece que las No Conformidades y las Propuestas de Mejora pasarán a situación de cierre una vez se hayan cerrado todas y cada una de las acciones que tengan asociadas.

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



CSN/AIN/SMG/07/565

Página 46 de 46

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 veintiuno de diciembre de 2007.

[Redacted signature] [Redacted signature] [Redacted signature]

INSPECTOR INSPECTOR INSPECTOR

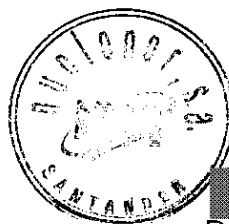
[Redacted signature] [Redacted signature] [Redacted signature]

INSPECTOR INSPECTOR 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 EN HOJAS ADJUNTAS

Santander, 16 de Enero de 2008



[Redacted signature]
[Redacted signature]
Director de Ingeniería

COMENTARIOS AL ACTA DE INSPECCIÓN REF. CSN/AIN/SMG/07/565**PÁGINA 1 DE 46 ÚLTIMO PÁRRAFO**

Donde dice: Que por parte del titular la Inspección fue atendida por ...

Comentario: Eliminar nombres propios según punto 1 del Comentario al párrafo 1º de la página 2 de 46.

PÁGINA 2 DE 46 PÁRRAFO 1º

Comentario:

Respecto de las advertencias que el acta contiene en su página 2 de 46 párrafo 1º, sobre la posible publicación de la misma o partes de ella, así como sobre la pregunta que en tal sentido se formuló por el CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN) a los representantes de la instalación, se desea hacer constar expresamente que la respuesta dada a dicha pregunta debería ser completada en los siguientes términos:

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

En este sentido hemos de hacer constar que toda la documentación mencionada y aportada durante la inspección tiene carácter confidencial o restringido, y sólo podrá ser utilizada a los efectos de esta inspección, a menos que expresamente se señale lo contrario.

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

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

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

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

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

PÁGINA 3 DE 46 PÁRRAFO 1º

Donde dice: ... + 122 cm correspondiente al nivel de disparo del Reactor, ...

Debiera decir: ... + 122 cm correspondiente al nivel de disparo de Turbina y bombas de agua de alimentación del Reactor, ...

PÁGINA 3 DE 46 PÁRRAFO 3º

Donde dice: ... 10 CFR 50.62. Que el apartado 9.3-4 del ES se había modificado a instancias de Operación y que reconocían ...

Debiera decir: ... 10 CFR 50.62. Que el apartado 9.3-4 del ES se había modificado para resolver una discrepancia identificada por Operación entre la información contenida en el ES y las bases de diseño y de licencia del sistema y que reconocían ..."

PÁGINA 10 DE 46- TABLA DE DATOS DEL PÁRRAFO 3º

Comentario:

Se quiere hacer constar que el valor de cálculo de la fuerza de despegue que se ha escrito en la Tabla (3,50), no es correcto, como ya se mencionó durante la inspección. El valor correcto es 2,42, según puede comprobarse en las hojas de cálculo en formato Mathcad, apartado 3: "APERTURA CON WEDGING", Cálculo de la Fuerza de despegue, cuya copia se entregó en la inspección.

El valor que se ha referenciado de cálculo de 3,50 es el de la fuerza mínima requerida en apertura, que habría que considerar si las MOV abrieran mediante interruptor de par. La lógica de apertura de las dos válvulas motorizadas del sistema SBLC finaliza mediante un final de carrera, y la función del interruptor de par de apertura es exclusivamente la de protección del actuador y de la válvula.

PÁGINA 22 DE 46 PÁRRAFO 3º

Donde dice : ... sustitución de las válvulas SO 302-200 A, B ...

Debiera decir: ... sustitución de las válvulas SOV-302-200 A, B ...

PÁGINA 22 DE 46 PÁRRAFO 4º PUNTO 1º

Donde dice: ... selector de prueba ... SW 904/585-330 ...

Debiera decir: ... selector de prueba ... SWMT-585-330 ...

PÁGINA 25 DE 46 PÁRRAFO 3º

Donde dice: ... en cumplimiento de los procedimientos de vigilancia PV-O-02, PV-O-200, PV-O-312, y PV-O-402, con los resultados siguientes:

Debiera decir: ... en cumplimiento de los procedimientos de vigilancia PV-O-02, PV-QR-200, PV-O-312, y PV-O-402, con los resultados siguientes:

PÁGINA 26 DE 46 PUNTO 3º

Donde dice: Respecto a la prueba mensual del PV-O-200, ...

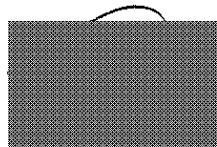
Debiera decir: Respecto a la prueba mensual del PV-QR-200, ...

PÁGINA 34 DE 46 PÁRRAFO 3º

Donde dice: ..., se planificaba una sustitución de ambas cargas cada tres años.

Debiera decir: ..., se planificaba una sustitución de ambas cargas cada dos años.

Santander, 16 de Enero de 2008



Director de Ingeniería



DILIGENCIA

En relación con el Acta de Inspección CSN/AIN/SMG/07/565, los Inspectores que la suscriben declaran respecto de los comentarios formulados en el trámite de la misma lo siguiente:

Página 1 de 46. Último párrafo – El comentario no guarda relación con el desarrollo de la Inspección

Página 2 de 46. Primer párrafo – El comentario no guarda relación con el desarrollo de la Inspección

Página 3 de 46. Primer párrafo – Se acepta el comentario

Página 3 de 46. Tercer párrafo – Se acepta el comentario

Página 10 de 46. Tercer párrafo. Tabla de datos – Se acepta el comentario

Página 22 de 46. Tercer párrafo – Se acepta el comentario

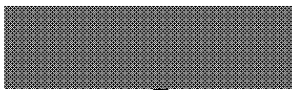
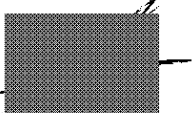
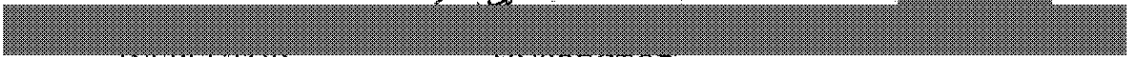
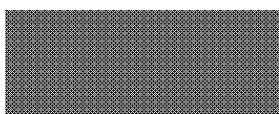
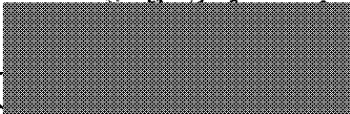
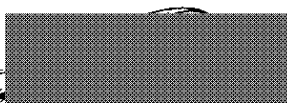
Página 22 de 46. Cuarto párrafo. Primer punto – Se acepta el comentario

Página 25 de 46. Tercer párrafo – Se acepta el comentario

Página 26 de 46. Tercer punto – Se acepta el comentario

Página 34 de 46. Tercer párrafo – Se acepta el comentario

Madrid, 25 de enero de 2008

		
		
INSPECTOR	INSPECTOR	INSPECTOR
		
		
INSPECTOR	INSPECTOR	INSPECTOR