

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

INFORME FAVORABLE A LA SOLICITUD DE APROBACIÓN DE LA PROPUESTA DE MODIFICACION DE DISEÑO DE REF^a.- PCD-V31356-2 Y DE LAS REVISIONES ASOCIADAS DE LAS ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO Y DEL ESTUDIO DE SEGURIDAD DE C. N. VANDELLÓS II

1. IDENTIFICACIÓN

1.1 Solicitante: Asociación Nuclear Ascó - Vandellós II A.I.E (ANAV).

1.2 Asunto: Solicitud de autorización de la modificaciones de diseño de referencia PCD V/31356-2 "Análisis de seguridad considerando una tolerancia adicional ($\pm 3\%$ versus $\pm 1\%$) en el punto de tarado de las válvulas de seguridad", junto con las propuestas de cambio PC-278, revisión 0, de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (en adelante ETFs) y PC-V/L519 al Estudio de Seguridad (en adelante ES), asociadas a estas modificaciones de diseño.

1.3 Documentos aportados por el Solicitante:

- Solicitud de aprobación de la modificación de referencia PCD V/31356-2 "Análisis de seguridad considerando una tolerancia adicional ($\pm 3\%$ VS $\pm 1\%$) en el punto de tarado de las válvulas de seguridad de los generadores de vapor y del presionador, recibida en el CSN el 19 de enero de 2012 (nº de registro 40117).

La solicitud viene acompañada del informe de referencia DST 2011/290, revisión.0, "Análisis de Accidentes con tolerancia del $\pm 3\%$ (en vez del $\pm 1\%$ actualmente en vigor) en la apertura de las válvulas de seguridad y eliminación del sello hidráulico de estas válvulas".

El citado informe contiene además los cambios propuestos a las ETFs incorporados en la propuesta de cambio PC-278 y al ES incluidos en la propuesta de cambio PC-V/L519, mencionadas.

- **Carta del titular de ref^a.- CNV-L-CSN-5730**, recibida directamente en el CSN el 24 de mayo de 2012 (nº de registro 41440): Páginas modificadas de la propuesta de cambio al Estudio de Seguridad PC-V/L519. Documentación soporte a la solicitud de modificación de los Análisis de Accidentes a una tolerancia del $\pm 3\%$ para el tarado de las válvulas de seguridad

1.4 Documentos de licencia afectados: ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO (ETF'S) Y DEL ESTUDIO DE SEGURIDAD (ES) DE CN VANDELLÓS II

– *Especificaciones técnicas que se modifican*

- **Especificación** 3/4.7.1.1. Ciclo de turbina. válvulas de seguridad. Tabla 3.7-1 "Puntos de tarado máximos admisibles de disparo por "alto flujo neutrónico rango potencia" con válvulas de seguridad inoperables."
- **Especificación** 5.3.1 Conjuntos combustibles.

Adicionalmente, se adaptan las Bases 3/4.4.2 y 3/4.4.3 "Válvulas de seguridad" y 3/4.7.1. "Ciclo de turbina válvulas de seguridad" a los cambios propuestos.

– *Apartados del ES que se modifican*

En el capítulo 15 "Análisis de Accidentes", cambian los siguientes apartados:

- **Respecto de los análisis de accidentes de pérdida de refrigerante del reactor (LOCA)**
- **Apartado.15.3.1** LOCA por rotura pequeña.

Análisis de accidentes NO-LOCA

- **Apartado** 15.0.3. Características de la central y condiciones iniciales supuestas en los análisis de accidentes.
- **Apartado** 15.2.2. Pérdida de carga eléctrica exterior.
- **Apartado** 15.2.3. Disparo de turbina (cierre válvula de parada).
- **Apartado** 15.2.6. Pérdida coincidente de energía eléctrica exterior y local (alterna).
- **Apartado** 15.2.7. Pérdida del caudal normal de agua de alimentación.
- **Apartado** 15.2.8. Rotura de una tubería del sistema de agua de alimentación.
- **Apartado** 15.3.2. Pérdida del caudal forzado de refrigerante del reactor.
- **Apartado** 15.3.3. Agarrotamiento del rotor de la bomba de refrigerante del reactor (rotor bloqueado).
- **Apartado** 15.4.2. Retirada incontrolada de un grupo de barras de control en situación de potencia.
- **Apartado** 15.4.6. Rotura de la envoltura de un mecanismo de accionamiento de barras de control (expulsión de un conjunto de haces de barras de control).
- **Apartado** 15.5.1. Operación inadvertida del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo durante operación a potencia.

- **Apartado** 15.6.3. Rotura de tubos del generador de vapor.
 - *Respecto de los análisis de consecuencias radiológicas en accidentes postulados*
- **Apartado** 15.6.3. Rotura de tubos del generador de vapor.
- **Apartado** 15.4.1 Retirada incontrolada de un grupo de barras de control.

En el capítulo 5 “Sistema de refrigerante del reactor y sistemas asociados”, cambian los siguientes apartados:

- **Apartado** 5.1.1 Esquema de diagrama de proceso
- **Apartado** 5.2.2.5 Montaje de dispositivos de alivio de presión
- **Apartado** 5.4.13.2 Válvulas de alivio y seguridad del presionador, descripción del diseño.
- **Apartado** 5.1.2-2 Diagrama de tubería e instrumentación. Sistema de refrigeración del reactor

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA

2.1 Antecedentes

El CSN remitió la carta de ref^a.- CSN-C-DSN-10-24 “*Verificación de los análisis de seguridad en relación al valor de tarado de las válvulas de seguridad*” de 27 de enero de 2010, en la que se solicitaba la verificación de los análisis de seguridad en relación al valor de tarado de la presión de apertura de las válvulas de seguridad tanto de los generadores de vapor (MSSV) como del presionador (PSV) que realizan funciones de mitigación, asumiendo una tolerancia en la presión de apertura de un $\pm 3\%$ con el $\pm 1\%$ de incertidumbre de adicional.

Los análisis de accidentes vigentes en la C. N Vandellòs II, reflejados en el ES se encuentran realizados considerando un criterio analítico de hasta un $\pm 1\%$ en la tolerancia del punto de tarado de estas válvulas.

En respuesta a la demanda del CSN, el titular remitió el informe de referencia DST 2010-048, revisión 1, “*Verificación de los análisis de seguridad en relación al valor de tarado de las válvulas de seguridad en C.N. Vandellòs II, análisis del impacto de la modificación de la tolerancia en el tarado de las válvulas de seguridad y propuesta de actuación*”, de 10 mayo 2010, en donde se efectúa una evaluación de los accidentes del ES, en los que las válvulas cumplen una función mitigadora.

En esta evaluación se llegó a la conclusión que si se consideraba hasta un $\pm 3\%$ en la tolerancia del punto de tarado de las válvulas de seguridad, existían accidentes que se veían impactados y que no cumplían con los criterios de aceptación establecidos para los mismos, establecidos en base a que las válvulas de seguridad del presionador (PSV) previenen que la

presión en el sistema refrigerante del reactor exceda del 110% de la presión de diseño del sistema, de acuerdo con la Sección III del Código ASME Subsección NB artículo 7000.

Por otra parte, en los análisis actualmente en vigor de accidentes reflejados en el ES, se tienen en cuenta las siguientes hipótesis de partida:

- Una tolerancia de hasta un $\pm 1\%$ en la presión nominal de apertura de las PSV.
- Retraso de 1,13 segundos en la actuación de las PSV.
- Incertidumbre adicional del $+1\%$ en la presión de apertura de las PSV.

En el análisis realizado en el informe DST 2010-048 mencionado, se aumenta hasta el 3% (con una incertidumbre del $\pm 1\%$) la tolerancia de las PSVs y se mantienen igual los otros dos parámetros mencionados.

Este aumento de tolerancia de hasta un $\pm 3\%$ en las PSV (frente al $\pm 1\%$ del ES actual), además del $+1\%$ de incertidumbre adicional y el retraso de 1.13 s, puede producir sobrepresiones por encima del criterio de aceptación de presión establecido en determinados accidentes analizados en el ES.

Como propuesta de actuación para esta situación, el titular propuso realizar una modificación de diseño que eliminará el sello hidráulico existente en las PSV para que se pueda producir en menos tiempo la descarga de refrigerante a través de estas válvulas, como un mecanismo más para evitar la sobrepresión por encima de los límites permitidos, simultáneamente con una revisión de los análisis de seguridad afectados por el aumento de tolerancia del 3% de todas las válvulas de seguridad con función de mitigación requeridas en condiciones de accidente (no sólo de la PSV), y revisar las ETFs para hacerlas coherentes con los nuevos análisis de accidentes que se presentan.

La modificación de diseño sobre la eliminación del sello de agua de las PSV forma parte de la modificación de diseño de referencia PCD V-31356-1, en el que se ha incluido además la sustitución de los actuales internos de estas válvulas, por otros de tipo Flexidisc, para poder asumir la eliminación del sello hidráulico. Estas modificaciones no incurren en ninguno de los criterios establecidos en la Instrucción del CSN IS-21 sobre modificaciones de diseño en centrales nucleares, por lo que no requieren autorización.

Por otra parte, la revisión de los análisis de accidentes del ES es el objeto de la modificación de diseño de referencia PCD V-31356-2. Esta modificación sí cumple criterios de autorización de la Instrucción IS-21 mencionada, y su licenciamiento es el objeto de este informe, junto con el de las propuestas de cambio del ES y ETFs asociados a ella. En esta modificación se considera tanto el aumento hasta el $\pm 3\%$ de la tolerancia del tarado de válvulas de seguridad como la eliminación del sello hidráulico de las PSV antes mencionado.

2.2 Descripción y razones

Las válvulas de seguridad que cumplen función de mitigación en los accidentes evaluados en el capítulo 15 del Estudio de Seguridad de CN Vandellós II son las válvulas de seguridad de vapor principal (en adelante MSSV), y las válvulas de seguridad del presionador (en adelante PSV).

Las válvulas de seguridad de vapor principal, están instaladas en cada una de las tres líneas de salida de los generadores de vapor, fuera del edificio de contención, y en cada línea existen cinco MSSV.

Tras el establecimiento de la nueva hipótesis de $\pm 3\%$ de tolerancia en la presión de tarado, no se requiere ninguna actuación física en las válvulas de seguridad de vapor principal, considerándose, en consecuencia, la nueva tolerancia directamente en las hipótesis de los análisis de accidentes del ES que requieren de actuaciones de las MSSV.

Las válvulas de seguridad del presionador están instaladas en las tuberías que conectan la parte superior del mismo con el tanque de alivio, al que se dirigen las eventuales descargas de refrigerante.

Estas válvulas (PSV) requieren una modificación del material de sus internos, para adaptarse a las nuevas condiciones impuestas por la eliminación del sello hidráulico y poder asumir el aumento de la tolerancia del tarado de presión de apertura, cumpliendo los requisitos de licencia y operacionales establecidos.

Adicionalmente, el titular ha incluido en el alcance de esta modificación los cambios de diseño necesarios en las líneas de menor diámetro conectadas a la fase de vapor del presionador, motivados por la resolución del comunicado NSAL-07-09 Rev. 1 “*Safety Classification of Small Lines Connected to the Pressurizer Steam Space*”, November 2008, emitido por Westinghouse. Aunque estas actividades no están directamente relacionadas con el cambio de tolerancia en la presión de tarado de las válvulas de seguridad, la necesidad de modificar diversas líneas en la zona del presionador afectadas por esta NSAL, ha hecho conveniente que el diseño e implantación de estas modificaciones se realice conjuntamente con la eliminación del sello hidráulico y el cambio de internos de las PSV.

En lo que sigue, se expone la descripción de las modificaciones de diseño que conlleva el aumento de la tolerancia del tarado de apertura del $\pm 3\%$ de las válvulas de seguridad: **i)** *eliminación del sello de agua y sustitución de internos en las PSV*, y *modificaciones para resolución de la NSAL-07-09 Rev. 1 en líneas de las PSV* y **ii)** *la revisión de los análisis de accidentes del capítulo 15 del ES que requieren actuaciones de las válvulas de seguridad (PSV y MSSV)*, lo cual se refleja en los *cambios de ES y de las ETFs* derivados de las modificaciones anteriores que se describen a continuación.

2.2.1.- Modificación de diseño de diseño PCD V-31356-1: eliminación del sello de agua y sustitución de los actuales internos de las PSV

Con el fin de garantizar la función de mitigación de sobrepresiones del sistema refrigerante del reactor en los análisis de seguridad teniendo en cuenta una tolerancia en la presión de apertura de las PSV de un $\pm 3\%$, se requiere la realización de una modificación física en las válvulas de seguridad del presionador, y en algunas líneas asociadas.

Esta modificación de diseño tiene como objetivo la eliminación del sello de agua que, según el diseño actual, se encuentra permanentemente ubicado en la parte inferior de la "U" de la tubería de 6" de diámetro que conecta la cabecera del presionador con la entrada de las válvulas PSV.

Con la eliminación del sello hidráulico en las tres PSV, ante un eventual transitorio que eleve la presión del presionador hasta el punto de tarado de apertura considerado para las PSV, el alivio de presión tras la apertura de estas válvulas se producirá de forma inmediata, al no tener que ser evacuada la fase líquida del sello de agua.

La modificación física PCD V-31356-1 comprende las siguientes partes:

- Eliminación del sello de agua

Se eliminan las líneas que actualmente conectan la parte inferior de la "U" de la tubería de 6" de entrada a las PSV (desde la cabecera del presionador), con el tanque de alivio de presionador, y se sustituye ésta por una nueva línea de drenaje de 3/4" de diámetro, dirigida desde dicho punto de la "U" hacia la cota más baja del presionador (fase líquida).

Tanto la línea de entrada de 6" a las PSV como la línea de drenaje de 3/4" están provistas de aislamiento térmico con el fin de limitar las pérdidas de calor garantizando que el sifón actual se encuentre siempre en fase de vapor, de forma que el eventual condensado que se pudiera formar por enfriamiento de la línea, retorne directamente a la zona de fase líquida del presionador.

Según el diseño de la modificación, el retorno de condensado también es conducido a través de la nueva línea de drenaje a una línea de toma de muestras del presionador, mediante la conexión a una tubería en forma de "T" de un diseño especial.

La línea de drenaje y la "T" especial de cada PSV se diseñan como clase de seguridad 1 y categoría sísmica 1, siendo barrera de presión del sistema refrigerante del reactor. En concreto se diseña, fabrica y ensaya de acuerdo al Código de Diseño ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sección III Subsección NB.

Con la modificación así diseñada se elimina la posibilidad de la acumulación de agua en la "U" de la línea de entrada a la válvula desde la cabecera del presionador, y por tanto la presencia de un sello de agua en esa zona.

- Cambio de los internos de las válvulas de seguridad

La eliminación del sello de agua, conlleva la necesidad de modificar los internos de las válvulas de seguridad, de forma que se garantice la estanqueidad de la válvula en presencia de vapor. Esta modificación consiste en la sustitución de los actuales internos (disco y tobera), así como el mecanizado del porta-discos por otros del tipo “Flexidisc”.

El titular certifica que con el nuevo diseño de internos de válvulas, no cambian los requisitos de diseño y operación de las válvulas de seguridad del presionador, como son: operación sin vibraciones (no chattering & flutter), punto de tarado, capacidad de alivio y anillos de regulación de la presión de cierre para control del flujo a través de la válvula (blowdown). También demuestra el titular la aceptación de los internos de las válvulas en base a la Adenda al Informe de Diseño que suplementa el Informe de Diseño original de acuerdo al código ASME Sección III Subsección NB, en coherencia con la de los internos y materiales originales de las PSV.

- Modificaciones de diseño debidas a la resolución de la NSAL-07-09, revisión 1, “Safety Classification of Small Lines Connected to the Pressurizer Steam Space”, noviembre de 2008, Westinghouse

El diseño estándar de las centrarles de Westinghouse, especifica que las líneas de instrumentación y otras de tamaño menor que 1” conectadas a la fase vapor del presionador se clasifican como clase de seguridad 2.

Mediante el documento NSAL 07-09 de Westinghouse, se corrige la potencial clasificación incorrecta del resto de líneas de pequeño diámetro conectadas al presionador, ya que una rotura en las mismas podría producir la actuación del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) por pérdida de caudal de refrigerante del reactor, por lo que estas líneas deberían estar clasificadas como clase de seguridad 1.

Con anterioridad a dicha NASAL, en C. N. Vandellós II, mediante la aplicación del NSAL 00-006 “Pressurizer Upper Level Instrument Line Safety Classification”, April 2000, Westinghouse, el titular modificó la clasificación de seguridad de las líneas de instrumentación conectadas a la fase vapor de las toberas del presionador. La modificación consistió en la instalación de orificios restrictores de flujo, para cambiar la clasificación de estas líneas de clase 1 a clase 2 aguas debajo de dichos restrictores, dimensionados de forma que una eventual rotura en una de estas líneas no produzca la actuación del ECCS.

Para el resto de líneas conectadas a la fase de vapor del presionador debe procederse de manera análoga. De esta forma, las líneas de los sellos hidráulicos de las PSV, se modifican debido a la eliminación del mismo, y se reclasifican como clase de seguridad 1. En el resto, se instalan orificios restrictores de flujo de 7mm de diámetro en el cambio de Clase 1 a Clase 2.

2.2.2 Modificación de diseño de diseño PCD V-31356-2: revisión de los análisis de accidentes del ES afectados por el aumento del tarado de apertura de válvulas de seguridad y por las modificaciones de diseño físicas anteriores.

Con el fin de dar un adecuado soporte a las modificaciones de diseño propuestas, el titular ha efectuado un reanálisis del capítulo 15 de Estudio de Seguridad para los accidentes que se ven impactados por el cambio de la tolerancia en la presión de apertura de las PSVs y MSSSs desde el $\pm 1\%$ inicialmente considerado, hasta el $\pm 3\%$ propuesto en la presente modificación, así como por la eliminación del sello hidráulico de las PSV.

El titular ha realizado análisis del siguiente tipo:

- Análisis de accidentes No-LOCA
- Análisis de accidentes SB-LOCA (pequeñas roturas)
- Análisis de las consecuencias radiológicas de accidentes

1) Análisis No-LOCA

El análisis No-LOCA se ha realizado con la metodología Westinghouse para reactores PWR y con las bases de licencia de la CN de Vandellòs II. El detalle del análisis realizado se desarrolla en el informe ITEC-1634 de ENUSA “*Análisis de Accidentes No-LOCA por la eliminación del Sello de Agua de las Válvulas de Seguridad del Presionador y la consideración de un $\pm 3\%$ de Tolerancia en la Presión de Apertura de las Válvulas de Seguridad del Presionador y de los Generadores de Vapor de CN Vandellòs II*” de junio de 2011. ENUSA.

Los nuevos análisis realizados no introducen ninguna modificación relevante en la metodología con respecto a los actualmente reflejados en el ES.

Los accidentes afectados, para los que se proponen cambios en la documentación de licencia tras el reanálisis, para adecuarlos a la nueva situación son los siguientes:

- Disparo de turbina (cierre de válvula de parada)
- Pérdida coincidente de energía eléctrica exterior y local (alterna)
- Pérdida de caudal normal de agua de alimentación
- Rotura de una tubería del sistema de agua de alimentación
- Pérdida completa del caudal forzado de refrigerante del reactor
- Agarrotamiento del rotor de la bomba del refrigerante del reactor (rotor bloqueado)
- Retirada incontrolada de un grupo de barras de control en situación de potencia
- Operación inadvertida del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo durante operación a potencia
- Rotura de tubos del generador de vapor

Para el resto de análisis de accidentes No-LOCA que no se ven afectados por el cambio del tarado de las válvulas de seguridad MSSV y PSV, el titular ha justificado las razones por las que no se ven impactados. Esta justificación queda incluida en el propio informe ITEC-1634 antes mencionado.

Para la realización de los análisis se han utilizado los códigos homologados, habitualmente utilizados en estos casos, como son LOFTRAN, FRANCTAN, TWINKLE y THINC-IV .

Como conclusión final, y desde el punto de vista del criterio de presión (por el que se previene que la presión en el sistema refrigerante del reactor exceda del 110% de la presión de diseño del sistema, de acuerdo con la Sección III del Código ASME Subsección NB artículo 7000), el titular concluye que el efecto de la eliminación del sello hidráulico de las PSV compensa sobradamente el aumento de la tolerancia considerada. Los resultados de los análisis cumplen todos los criterios de aceptación adoptados en cada uno de análisis realizados por el titular.

2) *Análisis SB-LOCA (LOCA por rotura pequeña)*

El titular ha realizado el análisis cuantitativo del SB-LOCA que se presenta en el WENX-11-04 “*Vandellòs II, 3% Safety Valve Set Preassure Tolerance, Small Break LOCA*”, mayo de 2011 de Westinghouse, teniendo en cuenta la nueva tolerancia en el punto de tarado de las válvulas de seguridad. Por tanto, se ha realizado el análisis teniendo en cuenta un espectro de roturas de 2” a 6”, en la ventana alta de temperatura del primario (586.1 °F). Las principales hipótesis y datos de entrada, así como los resultados de todos estos cálculos se detallan en el documento WENX-11-04 mencionado

Este accidente se encuentra clasificado como de condición III y los criterios de aceptación establecidos para el análisis de este accidente se han establecido según el 10CFR50.46 “*Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Cooled Nuclear Power Reactors, 62FR59276*”, noviembre de 1997. y “*Appendix K-10CFR50. ECCS Evaluations Models, 65FR34921*”, junio de 2000, de la USNRC. Todos estos criterios se han cumplido para los casos de roturas más limitantes dentro del espectro considerado. Por tanto, como resultado de su análisis, el titular concluye lo siguiente:

- La máxima temperatura de vaina del combustible permitida se mantiene, en el peor caso (caso del análisis de la rotura más limitante), por debajo de los 2200 °F.
- La oxidación es menor que el límite del 17%.
- La reacción Zr-agua es menor que el 1% máximo permitido.
- La integridad mecánica del combustible no se ve comprometida.

3) *Consecuencias Radiológicas de los accidentes*

El titular ha revisado los cálculos de consecuencias radiológicas que pudieran verse afectados por dicha modificación.

Tras el análisis realizado de los diversos accidentes evaluados en el capítulo 15 del ES, las conclusiones respecto a las consecuencias radiológicas son:

- Los cálculos que se ven afectados por el cambio de tolerancia de las PSV y MSSV son los siguientes: **i)** *consecuencias radiológicas del accidente de rotura de tubos de un generador de vapor* y **ii)** *consecuencias radiológicas del accidente de eyección de barras de control.*

Como resultados de los análisis, el titular concluye que para ninguno de los accidentes analizados se produce un incremento significativo en las consecuencias radiológicas del accidente, por estar éste dentro de lo establecido en el documento NUREG-800 – Standard Review Plan, utilizado como criterio de aceptación.

- No se ven afectados los análisis de “*Rotura de una tubería del sistema de agua de alimentación principal*”, “*Disparo de turbina (cierre válvula de parada)*”, “*Pérdida completa de caudal forzado del refrigerante del reactor*” y “*Operación inadvertida del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo durante operación a potencia*”, por no aplicar la evaluación de consecuencias radiológicas en estos casos, según el análisis contenido en el capítulo 15 del ES.
- Asimismo, tampoco se ven afectados por el cambio de tolerancia, los accidentes de “*Pérdida coincidente energía eléctrica exterior y local (alterna)*” y “*Agarrotamiento del rotor de la bomba del refrigerante del reactor (rotor bloqueado)*”, ya que no han visto modificados sus cálculos de liberación de masa al exterior.

2.2-3.- Propuesta de cambio PC- V/L519 al ES

Como consecuencia del cambio en la consideración de hasta un $\pm 3\%$ en la tolerancia en punto de tarado de las PSV y de las MSSV, el titular ha revisado los apartados del capítulo 15 del ES en coherencia con los análisis realizados.

En concreto, se actualizan datos de la tolerancia del tarado de presión de apertura de las MSSV y PSV, que pasa del $\pm 1\%$ al $\pm 3\%$, con una incertidumbre del $\pm 1\%$ en los análisis de los accidentes afectados por este cambio incluidos en el ES.

Adicionalmente, se modifican correspondientemente las hipótesis de partida de los análisis de accidentes afectados de acuerdo a las modificaciones del tarado de apertura de las MSSV y PSV y los valores obtenidos en los reanálisis realizados por el titular

Asimismo, se incorporan las descripciones de las modificaciones físicas de las PSV en los apartados del capítulo 5 “Sistema de refrigerante del reactor y sistemas asociados” del ES afectados.

Adicionalmente, se han corregidos erratas en las redacciones actualmente en vigor de determinados apartados.

Los apartados del ES que se modifican están listados en el apartado 1.4 de este informe.

2.2-4.- Propuesta de cambio PC-278, revisión 0 de las ETFs

Como consecuencia del cambio en la consideración de hasta un $\pm 3\%$ en la tolerancia en el punto de tarado de las PSV y de las MSSV, el titular también ha revisado las ETFs en coherencia con los análisis realizados.

Los cambios propuestos que se derivan de las modificaciones de las PSV y de la revisión de los análisis de accidentes realizada como consecuencia del nuevo valor de tarado de apertura de las MSSV y PSV, son los siguientes:

1. Tabla 3.7-1 “Puntos de tarado máximos admisibles de disparo por alto flujo neutrónico rango potencia con válvulas de seguridad inoperables” de la especificación 3/4.7.1. “Ciclo de turbina. Válvulas de seguridad”

Se introducen cambios para considerar el impacto de considerar un $\pm 3\%$ de tolerancia en el punto de tarado de las MSSV y el cálculo realizado en el punto de tarado máximo admisible del disparo por alto flujo neutrónico.

En la tabla 3.7-1 se fija el máximo número permitido de válvulas de seguridad inoperables en líneas de vapor en función del tarado máximo admisible del disparo de reactor por alto flujo neutrónico en el rango de operación, expresado en porcentaje respecto de la potencia térmica nominal del reactor. Esta tabla establece una relación lineal entre el número de MSSV que pueden estar inoperables en líneas de vapor con el nivel reducido de potencia a la que se está operando la central, determinado éste por el tarado del disparo del reactor por alto flujo neutrónico. Al 100% de potencia no permite que ninguna de estas válvulas se encuentre inoperable.

Debido a la consideración de un $\pm 3\%$ en la tolerancia del punto de tarado en las MSSV, el titular ha realizado un nuevo cálculo del punto de tarado máximo admisible del disparo por alto flujo neutrónico del reactor, dependiendo del número de MSSV que se encuentran inoperables.

Por otra parte, dicho cálculo se ha realizado teniendo en cuenta, además, las consideraciones realizadas en el comunicado NSAL-94-001 “Operation at Reduced Power Levels with Inoperable MSSV”, de Westinghouse, en donde se identifica la posibilidad de que los niveles reducidos de potencia a los que se permite operar la central con un número reducido de válvulas de seguridad en las líneas de vapor inoperables, podrían no ser lo suficientemente bajos como para evitar un condición de sobrepresurización en el lado secundario de los generadores de vapor ante una pérdida de carga exterior/disparo de turbina.

En la nueva redacción de las bases asociadas a esta especificación se refleja el método de cálculo efectuado para el cálculo seguido en la elaboración de la tabla 3.7-1. El algoritmo de cálculo presentado determina de manera conservadora los puntos de tarado del disparo del reactor por alto flujo neutrónico y es el mismo que se presentó para la revisión

correspondiente del NUREG-1431 “ETFs estándar de Westinghouse mejoradas” tras la NSAL-94-001 antes mencionada.

El cálculo realizado disminuye el punto máximo permitido para el disparo del reactor por alto flujo neutrónico y lleva a una situación más conservadora que la actualmente permitida. Asimismo, se incluye un párrafo final en la nueva redacción de dicha base, para aclarar la necesidad de tener realizados los análisis con una tolerancia superior al $\pm 1\%$ de ajuste del tarado durante la vigilancia.

2. Especificación 5.3.1 “Conjuntos combustibles”

Se elimina del contenido en vigor de esta especificación la posibilidad de cargar dentro del núcleo del reactor los conjuntos de elementos combustibles que sean del tipo MAEF sin rejillas IFM estabilizadoras de flujo de refrigerante del reactor, que ya no se utilizan en CN Vandellós 2.

Esta posibilidad se elimina tras el análisis realizado con motivo de las modificaciones del tarado de apertura de las MSSV y PSV, en el que en los accidentes impactados del capítulo 15 del ES, se han tenido en cuenta solo elementos combustible del tipo OFA y MAEF+IFM como se describe en el ITEC de ENUSA antes mencionado.

3. Bases de las especificaciones 3/4.4.2 “Válvulas de seguridad” y 3/4.4.3 “Presionador”

Se añade un párrafo para precisar que la operabilidad de las PSV se encuentra basada en un punto de tarado con un $\pm 3\%$, soportado este valor por los análisis realizados. Además se indica en el mismo párrafo que las válvulas se deben ajustar con un tarado dentro de la banda de $\pm 1\%$ durante la vigilancia para que una eventual deriva no llegue a superar el valor de inoperabilidad.

3. EVALUACIÓN

3.1 Informes de evaluación:

- **CSN/IEV/INNU/VA2/1206/583:** Evaluación de la solicitud de C.N. Vandellós II de modificar el Estudio de Seguridad y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento para recoger los nuevos análisis de accidentes relacionados con una tolerancia de las válvulas de seguridad del $\pm 3\%$.
- **CSN/IEV/AEIR/VA2/1204/577:** Análisis de accidentes de la C.N. Vandellós II con tolerancia del $\pm 3\%$ en la apertura de las válvulas de seguridad y eliminación del sello hidráulico de las PSV. Evaluación de las consecuencias radiológicas de accidentes.

- **CSN/IEV/INSI/VA2/1205/581:** Evaluación relativa a la PC-278 revisión 0 de cambio de ETF como consecuencia del análisis al $\pm 3\%$ en la tolerancia de las válvulas de seguridad (ETF 3.7.1.1).

3.2.1 Normativa aplicable y criterios de aceptación

La normativa aplicable y los criterios de aceptación aplicables a los *análisis de accidentes del ES* son los siguientes:

- IS-21 “Requisitos aplicables a las modificaciones de diseño en centrales nucleares”.
- IS-02 “Instrucción por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera”.
- IS.32 “Instrucción sobre especificaciones técnicas de funcionamiento de centrales nucleares”.
- ANSI N18.2 “Nuclear safety criteria for the design of stationary pressurized water reactors plants”.
- R.G. 1.70 “Standard format and contents of safety analysis reports of nuclear power plants”.
- NUREG 0800 “Standard Review Plan”.

Se ha utilizado también la normativa del país de origen siguiente:

- 10 CFR 50 App. A “General design criteria for nuclear power plants”
- 10 CFR 50.46 “Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors”.
- 10 CFR 50 App.K “ECCS evaluation models”

Los criterios de aceptación y la normativa que recoge la metodología e hipótesis de cálculo aplicable a los *análisis de consecuencias radiológicas* que se evalúan son:

- NUREG-0800 Standard Review Plan, section 15.4.8, “Spectrum of Rod Ejection Accidents (PWR)”.
- Regulatory Guide 1.7, “Assumptions Used for Evaluating a Control Rod Ejection Accident for Pressurized Water Reactors”.
- NUREG-0800 Standard Review Plan, section 15.6.3, “Radiological Consequences of Steam Generator Tube Failure (PWR)”.

Los criterios de aceptación y la normativa utilizada en la evaluación de los *cambios de ETFs* son los siguientes:

- Instrucción IS-32 del CSN, de 16 de noviembre de 2011, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de Centrales Nucleares.

- NUREG-0452, rev.5 (Draft): "Standard Technical Specifications for Westinghouse Pressurized Water Reactors". Este es el documento de referencia de las ETF vigentes de CN Vandellós II.
- Además de los criterios que se derivan de esta normativa, se han utilizado los que aparecen en la Information Notice 94-60 de la NRC "Potential Overpressurization of Main Steam System", de 22/08/1994, que endorsa la NSAL-94-001 "Operation at Reduced Power Levels with Inoperable MSSVs", de 20/01/1994.

3.2.2 Alcance de la evaluación del CSN

- Análisis de accidentes del ES afectados: No LOCA y SB-LOCA.
- Análisis de consecuencia radiológicas de accidentes del ES afectados
- Propuesta de cambio de ETFs
- Propuesta de cambio del ES

3.2.3 Desarrollo de la evaluación

1. *Evaluación de los análisis de accidentes del ES*

La evaluación del CSN se ha fundamentado en la revisión de la documentación presentada y en la realización de una inspección de referencia CSN/AIN/VA2/12/796 sobre los cálculos que soportan dicha documentación.

1.1. Accidentes No-LOCA

En la evaluación del CSN se ha constatado que el análisis No-LOCA se ha realizado por ENUSA usando la metodología Westinghouse. En algunos casos se han reducido conservadurismos presentes en los análisis vigentes, como por ejemplo, se ha usado el valor nulo del coeficiente de reactividad de la temperatura del moderador (CTM) a potencia indicado en ETF's a inicio de ciclo, en vez de un valor positivo que se usaba en el análisis vigente. Además, en algunos accidentes dónde se usaba un modelo con una única válvula de seguridad de los generadores de vapor, ahora se pasa al modelo detallado, que permite la modelación del escenario del accidente con sus respectivos valores de actuación de las 5 válvulas por línea de vapor.

También se ha verificado que en los análisis se han considerado, y adecuado en caso necesario, los valores de los parámetros relevantes que intervienen en los mismos.

Adicionalmente, en la evaluación del CSN se ha verificado la consideración en los análisis de la modificación consistente en la eliminación de un sello de agua que había en las líneas de las válvulas de seguridad del presionador. Esta eliminación supone una actuación a una presión inferior de las válvulas, así como la eliminación de un retraso que se introducía anteriormente

para considerar el tiempo necesario empleado para eliminar dicho sello de agua en el caso de los análisis de accidentes que requieren actuación de las válvulas de seguridad del presionador.

Asimismo, se ha comprobado que estos análisis se han realizado sólo para dos tipos de combustibles MAEF+IFM y OFA, lo que justifica el cambio en la ETF de elementos combustibles (ETF 5.3.1)

La evaluación del CSN ha concluido que en todos los análisis revisados los resultados alcanzados cumplen los criterios de aceptación adoptados, por lo que se han considerado aceptables. Por otra parte, la evaluación del CSN también ha revisado las justificaciones sobre los accidentes No-LOCA que no se ven impactados por los cambios propuestos, y las han encontrado aceptables.

1.2. Accidentes SB-LOCA

En la evaluación del CSN se han comprobado los siguientes aspectos:

- La metodología usada en los análisis de accidentes revisados es la misma que la de los análisis vigentes.
- El titular ha reanalizado un espectro de roturas, con un espectro fino (con pasos incrementales de 0,25” en el diámetro de la rotura) para la parte del espectro que da los valores limitantes de la temperatura máxima de vaina de combustible, por encima de los 1700 °F, y en todos ellos se obtuvieron como resultados valores por debajo del valor de 2200°F, el máximo permitido.
- Se comprobó que los tamaños de rotura entre 2,75 y 3,75 pulgadas de diámetro han dado los resultados más limitantes con temperaturas entre 1700 y 1800 °F.
- El tamaño de rotura limitante ha cambiado de valor pasando del valor de 3,00” de los análisis vigentes al valor de 3,75”.
- Se ha analizado también la influencia del quemado del combustible en la temperatura máxima de vaina, determinándose que en los casos más limitantes los valores obtenidos se encuentran también por debajo del máximo permitido
- Se ha comprobado que no se supera el límite máximo de oxidación local del 17% del espesor de la vaina de combustible establecido en el criterio de aceptación, si bien en el caso limitante se alcanza una oxidación máxima local de un 16.33%, lo que supone disponer de un margen reducido.
- Se ha comprobado que la reacción metal (Zirconio)- agua está dentro del máximo permitido.

En base a lo anterior, la evaluación del CSN concluye que los análisis de pequeño LOCA afectados por los cambios propuestos se han realizado adecuadamente, y no sobrepasan ninguno de los límites de seguridad del 10 CFR 50.46, utilizado como criterio de aceptación.

1.3. Consideración adicional. Comprobaciones de valores encontrados de las válvulas de seguridad

Los análisis de seguridad de la central deben asegurar el mantenimiento de la operabilidad de las válvulas de seguridad durante toda la operación de la central, o dicho de forma genérica, las funciones de seguridad deben mantenerse durante la operación de los sistemas entre pruebas de vigilancia.

Por tanto, los valores analíticos de los puntos de tarado (los empleados en el análisis de seguridad) deben cubrir de forma suficiente las variaciones de los puntos de tarado reales de actuación de sistemas automáticos que se producen entre sucesivas comprobaciones de los mismos, por lo que los análisis de seguridad incluyen en la determinación de dichos valores analíticos previsiones adecuadas de varios parámetros que los pueden hacer modificar, entre ellos las derivas.

En el caso de las válvulas de seguridad de los generadores de vapor y del presionador de C. N. Vandellós II, se está suponiendo una variación máxima entre sucesivas comprobaciones (calibraciones) del $\pm 2\%$. Esta diferencia del $\pm 2\%$ es una hipótesis básica del análisis de seguridad, ya que si la diferencia entre sucesivas calibraciones del tarado fuera normalmente mayor, el valor “encontrado” del tarado al final del periodo de operación entre dos calibraciones sucesivas podría ser mayor que el valor considerado en dichos análisis, lo que se trata de impedir en la medida de lo posible, puesto que se entraría en una situación no analizada durante un tiempo.

Para evitar una operación de las válvulas en la situación indicada, el titular, como resultado del análisis de tendencias recogido en la Instrucción del CSN IS-23 “Inspección en servicio en centrales nucleares” aplicable a las válvulas de seguridad de la barrera de presión y del sistema secundario, deberá verificar que la máxima diferencia esperada entre valores de ajuste y comprobados de dichas válvulas no supera un valor del $\pm 2\%$ con una elevada probabilidad. En aquellos casos en que, tras la realización de los pertinentes procedimientos de vigilancia, se observe una diferencia entre valores de ajuste y comprobados de las válvulas de seguridad fuera del intervalo $\pm 2\%$, el titular deberá realizar un análisis de causa efecto.

2. Evaluación de las consecuencias radiológicas de los análisis de accidentes del ES

De acuerdo con el análisis realizado por el titular, los dos únicos accidentes base de diseño del capítulo 15 del Estudio de Seguridad cuyas consecuencias radiológicas se ven afectadas por el aumento de tolerancia hasta el $\pm 3\%$ en el punto de tarado de las válvulas de seguridad son: eyección de un haz de barras de control (Apartado 15.4.8 del ES) y rotura de tubos de generador de vapor (Apartado 15.6.3 del ES).

El alcance de esta evaluación del CSN es la valoración de las dosis al cuerpo entero y al tiroides alcanzadas en el “Área bajo control del explotador” y en el “Área protegida de la C.N. Vandellós II”, resultantes de considerar, en el escenario de los dos accidentes mencionados, dicho incremento de la tolerancia en el punto de tarado de las válvulas de seguridad.

El desarrollo de la evaluación del CSN recoge la revisión de la documentación presentada, la realización de un análisis independiente y la comparación de las dosis resultantes con los criterios de aceptación establecidos en el “Standard Review Plan”.

A continuación se expone un resumen de la evaluación del CSN y de los resultados alcanzados:

- En el análisis del titular sobre consecuencias del accidente eyección de un haz de barras de control se indica que de las dos posibles vías de emisión que tiene este accidente, fugas de contención y liberación a la atmósfera vía secundario, la única que se ve afectada por la modificación es la liberación vía secundario a través de las válvulas de alivio de los generadores de vapor. En dicho análisis se ha considerado tanto un incremento de la cantidad de vapor descargado por dichas válvulas como de la duración de la descarga de vapor a la atmósfera a través de las mismas.
- El análisis del titular sobre consecuencias del accidente de rotura de tubos de un generador de vapor se ha centrado en la descarga de vapor a la atmósfera a través de las válvulas alivio de los generadores de vapor. En dicho análisis se han actualizado, correspondientemente a la modificación de la tarado de las válvulas de seguridad con funciones de mitigación, los valores de los siguientes parámetros: masa de refrigerante del reactor que pasa al lado secundario del generador de vapor afectado a través de la rotura y descarga de vapor a la atmósfera tanto por el generador de vapor afectado como por los no afectados.
- En la revisión realizada por el CSN de la información presentada se observa que la metodología utilizada en los análisis del titular siguen las directrices establecidas en las secciones 15.4.8 (accidente de eyección de barras de control) y 15.3.6 (rotura de tubos de generador de vapor) del “Standard Review Plan” y en la USNRC Guía Reguladora 1.77, adoptadas como criterios de aceptación.
- Los análisis independientes del CSN sobre las consecuencias radiológicas de estos dos accidentes han sido realizados mediante el código establecido en el NUREG/CR-6604 “RADTRAD “A Simplified Model for Radionuclide Transport and Removal and Dose Estimation”. April 1998, y se han utilizado hipótesis de partida compatibles con las consideradas en los análisis del titular. Los resultados de dosis al cuerpo entero y tiroides obtenidos de dicho análisis, en el límite del Área bajo control del explotador y del Área protegida, debidas a la liberación de radiactividad en coincidencia con la ocurrencia de estos accidentes, son comparables con los resultados de los análisis del titular e inferiores a los límites fijados en los criterios de aceptación establecidos en los apartados aplicables a cada uno de ellos del “Standard Review Plan”.

- En consecuencia, desde el punto de vista de las consecuencias radiológicas de accidentes del ES, se considera aceptable que en dichos análisis se considere una tolerancia adicional del $\pm 3\%$ en el punto de tarado de las válvulas de seguridad que realizan funciones de mitigación.

3. *Cambios propuestos de ETFs*

1. Tabla 3.7-1 “Puntos de tarado máximos admisibles de disparo por alto flujo neutrónico rango potencia con válvulas de seguridad inoperables” de la especificación 3/4.7.1. “Ciclo de turbina. Válvulas de seguridad”.

La evaluación del CSN se ha centrado en verificar si los puntos de tarado del disparo por alto flujo neutrónico en el rango de potencia con un número determinado de válvulas de seguridad de los generadores de vapor (MSSV) inoperables de la tabla 3.7-1 han sido determinados considerando el aumento de tolerancia al $\pm 3\%$ del tarado de válvulas de seguridad y las consideraciones de la NSAL 94-001.

En la citada NSAL, Westinghouse recomendaba modificar el cálculo vigente de puntos de tarado de las MSSV, de manera que la potencia máxima permitida para la operación con válvulas de seguridad inoperables se estime en función de la capacidad de eliminación de calor de las válvulas de seguridad que estén operables, y usando hipótesis conservadoras.

Lo anterior estaba basado en que Westinghouse determinó que no era correcta la hipótesis de linealidad entre el número de válvulas de seguridad de los generadores de vapor y el tarado del disparo por alto flujo neutrónico considerada en el cálculo vigente de los valores máximos de potencia cuando hay válvulas de seguridad de vapor inoperables, que soporta los valores establecidos en la tabla 3.7-1 de sus ETF genéricas correspondientes. Esta hipótesis podría conducir a sobrepresiones en el secundario para los escenarios de pérdida de carga/disparo de turbina junto con pérdida de agua de alimentación principal a baja potencia por tener válvulas inoperables.

Con la consideración de la NSAL94-001, en el citado cálculo se alcanzan puntos de tarado del disparo por alto flujo neutrónico con válvulas de seguridad de los generadores de vapor inoperables más conservadores (esto es, un mismo número permitido de MSSV inoperables se corresponde con un nivel de potencia menor que el vigente antes de esta NSAL al que se puede operar la central), lo que posibilita la resolución del problema planteado en esta NSAL.

La evaluación del CSN ha verificado que, en la propuesta de CN Vandellós II, el titular reanaliza la tabla 3.7-1 aplicando los nuevos valores de tolerancia de las válvulas de seguridad y las recomendaciones del NSAL-94-001 (incluyendo la nueva manera de calcular la potencia máxima permitida y las incertidumbres asociadas al canal de instrumentación correspondiente). En dicha evaluación se ha comprobado que la propuesta elimina las incorrecciones identificadas la NSAL-94-001 haciendo un cálculo acorde con estos documentos.

Además, la evaluación del CSN ha comprobado también que el cálculo mencionado ha tenido en cuenta los nuevos parámetros derivados de las modificaciones de diseño. Por todo ello, la propuesta de cambio para la tabla 3.7-1 de las ETFs se considera aceptable.

2. Especificación 5.3.1 “Conjuntos combustibles”

Los nuevos análisis de accidentes presentados sólo se refieren a combustibles tipo MAEF+IFM y OFA, por lo que se retiran los demás tipos de combustibles de los análisis revisados, que por otra parte ya no se usan. Lo anterior es coherente con el cambio propuesto para esta especificación técnica por lo que la evaluación del CSN lo considera aceptable.

4. *Cambios propuestos del ES*

Los cambios propuestos para el ES han sido revisados por la evaluación del CSN y se han encontrado coherentes tanto con las modificaciones de diseño físicas como con la revisión de los análisis de accidentes y con los cambios de ETFs, por lo que se consideran aceptables, si bien se han identificado modificaciones que deben introducirse en algunos apartados y tablas del ES respecto de los incorporados en la propuesta de cambio del ES presentada. Estos cambios son precisiones que deben introducirse en los apartados y tablas que se relacionan a continuación para que se ajusten más adecuadamente a las modificaciones propuestas:

- *Tabla 15.2.6-1:* Secuencia temporal de sucesos para incidentes que provocan una disminución en la eliminación de calor por el sistema secundario.
- *Apartado 16.6.5.3.3.1* Resultados en pequeñas roturas
- *Tabla 15.6.5-1d:* LOCA por rotura pequeña condiciones iniciales y parámetros de entrada

El titular en su carta de ref^a.- CNV-L-CSN-5730, mencionada en el apartado 1.3 de este informe, presenta nuevas hojas, correspondientes a las tablas y apartado antes señalados, en las que introducen precisiones que mejoran el ajuste de su contenido al de las modificaciones presentadas, por lo que la evaluación del CSN las considera aceptables.

3.2 Deficiencias de evaluación: No

3.3 Discrepancias respecto de lo solicitado: No

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

Enumeración de las Conclusiones:

La modificación de diseño de ref^{as}.- PCD V/31356- 2 se considera aceptable con la condición de aprobación incluida en el apartado 4.2 de este informe.

Asimismo, se consideran aceptables las modificaciones incorporadas en la propuesta de cambio PC-278, revisión 0, de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, y en la propuesta de cambio PC-V/L519 del Estudio de Seguridad, con las modificaciones adicionales que se incluyen en la carta de ref^a.- CNV-L-CSN-5730, mencionada en el apartado 1.3 de este informe.

La modificación de diseño PCD V/31356-2 junto con la propuesta de cambio PC-278, revisión 0, de ETFs entrarán en vigor antes de la entrada en el modo 5 de operación, parada fría, al inicio del ciclo 19, tras la finalización de la 18 parada de recarga.

4.1 Aceptación de lo solicitado: Sí.

4.2 Requerimientos del CSN: Si. Se establece la siguiente condición de aprobación de la propuesta de cambio:

El titular deberá verificar que la máxima diferencia esperada entre valores de ajuste y comprobados de los tarados de actuación de las válvulas de seguridad de la barrera de presión y del sistema secundario no supera un valor del $\pm 2\%$ con una elevada probabilidad. En aquellos casos en que, tras la realización de los procedimientos de vigilancia que correspondan, se observe una diferencia entre valores de ajuste y comprobados de las válvulas de seguridad fuera del intervalo del $\pm 2\%$, el titular deberá realizar un análisis de causa efecto y comunicar sus conclusiones al CSN en un informe a remitir dentro de los tres meses siguientes a la detección de tal diferencia.

4.3 Recomendaciones del CSN: No.

4.4 Compromisos del Titular: No.