

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

INFORME SOBRE LA SOLICITUD DE SUSTITUCIÓN DE LA TAPA DE LA VASIJA DEL REACTOR DE CN VANDELLÓS II. REVISIONES ASOCIADAS A LA MODIFICACIÓN DEL ESTUDIO DE SEGURIDAD Y DEL PLAN DE GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

1. IDENTIFICACIÓN

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

1.2 **Asunto:** Modificación de diseño: Sustitución de la tapa de la vasija del reactor

1.3 **Documentos aportados por el Solicitante:**

Solicitud de la modificación

Instancia de solicitud de autorización de la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, procedente de la Dirección General de Política Energética (DGPEM) y Minas recibida en el CSN el 31 de julio de 2014 (nº de registro 12795), acompañada del informe de referencia DST-2010-127, revisión 1, justificativo del diseño de la nueva tapa de la vasija y de las modificaciones que incorpora la solicitud.

La citada solicitud viene acompañada de las propuestas de cambio de referencias V/L 749, revisión 0, y V/L 417, revisión 0, del Estudio de seguridad, para su aprobación simultánea con la de la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, y de la propuesta de cambio PC-005, revisión 1, del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos, asociada también a dicha modificación, para su apreciación favorable por el CSN.

Con anterioridad, se presentó la instancia de solicitud de autorización de la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, recibida en el CSN el 30 de julio de 2010 (nº de registro 41582), acompañada del informe de referencia DST-2010-127, revisión 0, justificativo de la solicitud.

Posteriormente, el titular retiró la citada solicitud al descubrir que los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDMs), a instalar en la nueva tapa de la vasija en sustitución de los actuales, no superaron el proceso de reacondicionamiento. El titular comunicó la anulación de esta modificación de diseño mediante la instancia dirigida a la DGPEM del 10 de diciembre de 2010 sobre “Anulación de la solicitud de autorización de la modificación de diseño de la sustitución de la tapa de la vasija”. Ante la imposibilidad de que se suministraran a tiempo nuevos equipos, el titular reprogramó la modificación para la 20ª parada para recarga, considerando el plazo de suministro de los nuevos CRDMs.

Documentos relacionados con la solicitud

- Carta del titular de referencia CNV-L-CSN-6150 “Envío de información adicional. evaluación de la solicitud de autorización para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor de C. N. Vandellós II”, recibida en el CSN con fecha 12 de febrero de 2015 (nº de registro 40486).

La carta adjunta en el Anexo el documento extracto de la revisión 4 del Plan de calidad para la construcción de la tapa de la vasija del reactor de C. N Vandellós II.

- Carta del titular de referencia CNV-L-CSN-6149 “Envío de documentación adicional relacionada con el cambio de la tapa de la vasija de C. N Vandellós II”, recibida en el CSN con fecha 12 de febrero de 2015 (nº de registro 1862).

La carta adjunta en el Anexo los análisis del impacto de la modificación sobre los análisis de LOCA.

- Carta del titular de referencia CNV-L-CSN-6151 “Envío de hojas modificadas. Evaluación de la solicitud de autorización para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor”, recibida en el CSN con fecha 13 de febrero de 2015 (nº de registro 40541).

La carta adjunta en el Anexo las hojas con modificaciones adicionales a las contenidas en las propuestas de cambio del Estudio de Seguridad y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos incluidas en la solicitud de la modificación.

- Carta del titular de referencia CNV-L-CSN-6152 “Envío de documentación adicional relacionada con el cambio de la tapa de la vasija de CNVII”, recibida en el CSN con fecha 17 de febrero de 2015 (nº de registro 40620).

La carta adjunta en el Anexo los análisis del impacto de la modificación sobre los análisis de No-LOCA.

1.4 Documentos de licencia afectados: Estudio de Seguridad (ES) y Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PGRR):

Secciones del ES que se modifican:

- Sección 1.2 Descripción general de la central
- Sección 3.2. Clasificación de estructuras, componentes y sistemas.
- Sección 3.8 Diseño de las estructuras de categoría sísmica 1.
- Sección. 5.2.1 Sistemas y componentes mecánicos. Conformidad con los códigos y casos de código.
- Sección 5.2. Integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor.
- Sección 5.3. Vasija del reactor.
- Sección 11.4. Sistema de tratamiento de desechos radiactivos sólidos.
- Sección 12.2. Fuentes de radiación.
- Sección 12.3. Características del diseño de la protección contra la radiación.
- Apéndice 9.5B. Protección contra incendios. Áreas y zonas. Edificio de solidificación y almacén. 2M-M-120.66 .Planta elevación 96.00.

Secciones y Tabla del PGRR que se modifican

- Sección 3.2.1.2. Generación de residuos especiales y flujos de generación.
- Tabla 3.2.2.2. Modalidades de gestión de residuos especiales.
- Anexo 3: Ficha del residuo.

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA**Razones, Descripción y Antecedentes de la solicitud.****2.1 Antecedentes**

La sustitución de la tapa de la vasija en C.N. Vandellós II es una iniciativa de carácter preventivo y conservador por parte del titular, ya que no se han detectado defectos producidos por corrosión bajo tensión (PWSCC, según terminología inglesa) en los materiales de Inconel 600 de la tapa de la vasija del reactor, y está categorizada como de baja susceptibilidad en el caso de C. N. Vandellós II. Se han confirmado desgastes en los manguitos térmicos (thermal sleeves) por rozamiento con las penetraciones, sin embargo este tipo de degradación por sí solo, no justificaría la necesidad de esta modificación.

Como origen de este cambio de diseño se encuentran los mecanismos de degradación PWSCC (en Inconel 600 y en sus soldaduras asociadas), así como el desgaste de los manguitos térmicos (thermal sleeves).

La experiencia operativa internacional ha demostrado que el agrietamiento por PWSCC en Inconel 600 y en sus metales de soldadura ERNiCr-3 y EniCrFe-3 (la denominación comercial más conocida es Inconel 82/182) es un problema genérico.

En Estados Unidos, 44 centrales nucleares ya han sustituido las tapas y otras 5 lo harán en los próximos años. En España, se sustituyeron las tapas de vasija de C.N. Almaraz I y II por nuevas fabricadas en ENSA, en 1996 y 1997 respectivamente, coincidiendo con la sustitución de los generadores de vapor; y en 2003 y 2004 se sustituyeron las tapas de la vasija de los reactores de Asco I y II respectivamente, para prevenir el agrietamiento por corrosión bajo tensión de su material.

Por lo que respecta a C.N. Vandellós II la tapa de la vasija del reactor fue fabricada con materiales susceptibles al PWSCC: Inconel 600 para los tubos de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDMs según la terminología inglesa) y la línea de venteo, y equivalentes al Inconel 82/182 en las soldaduras en “J” y al Inconel 82 en las soldaduras de penetración total entre las penetraciones y las bridas de acero inoxidable.

En cuanto a los manguitos térmicos instalados en las penetraciones son de acero inoxidable tipo 304, existen varias experiencias operativas de desgastes. En este sentido Westinghouse

ha evaluado estos sucesos en el Boletín Técnico TB-07-02 “Reactor Vessel Head Adapter Thermal Sleeve Wear” que actualmente se encuentra en revisión. En dicho Boletín, Westinghouse identifica a C.N. Vandellós II como central susceptible, dadas las condiciones de operación, y concluye que era necesario inspeccionar visualmente el 100 % de los manguitos térmicos coincidiendo con la programación de la inspección volumétrica de las penetraciones en la 16ª parada para recarga en 2009, así como disponer de medios para la cuantificación del desgaste en caso de observarse. En esta inspección se identificó que 15 de los 52 manguitos térmicos presentaban desgastes en la zona de contacto con la penetración y de éstos se seleccionaron 12 para inspección volumétrica (los que por la inspección visual parecían presentar mayor desgaste).

La inspección volumétrica se realizó por ultrasonidos, y confirmó la existencia de desgaste en 10 manguitos térmicos de los 12 seleccionados para inspección. Westinghouse llevó a cabo para el titular la evaluación de los desgastes, concluyendo que eran aceptables para la operación, al menos durante tres ciclos de operación de manera cualitativa y por 7,8 ciclos por evaluación cuantitativa, teniendo en cuenta los desgastes medidos.

En relación a este último aspecto, el titular ha evaluado las posibles alternativas en cuanto al diseño de los manguitos térmicos en la nueva tapa de la vasija de C.N. Vandellós II para evitar el desgaste. En dicha evaluación se propone adoptar como solución la eliminación de los mismos, opción también recomendada por Westinghouse para la nueva fabricación.

En la 18ª parada para recarga se inspeccionan de nuevo coincidiendo con la inspección volumétrica de las penetraciones de la tapa de la vasija, concluyendo que los manguitos térmicos en las penetraciones de la tapa de la vasija eran aceptables para la operación, al menos durante tres ciclos.

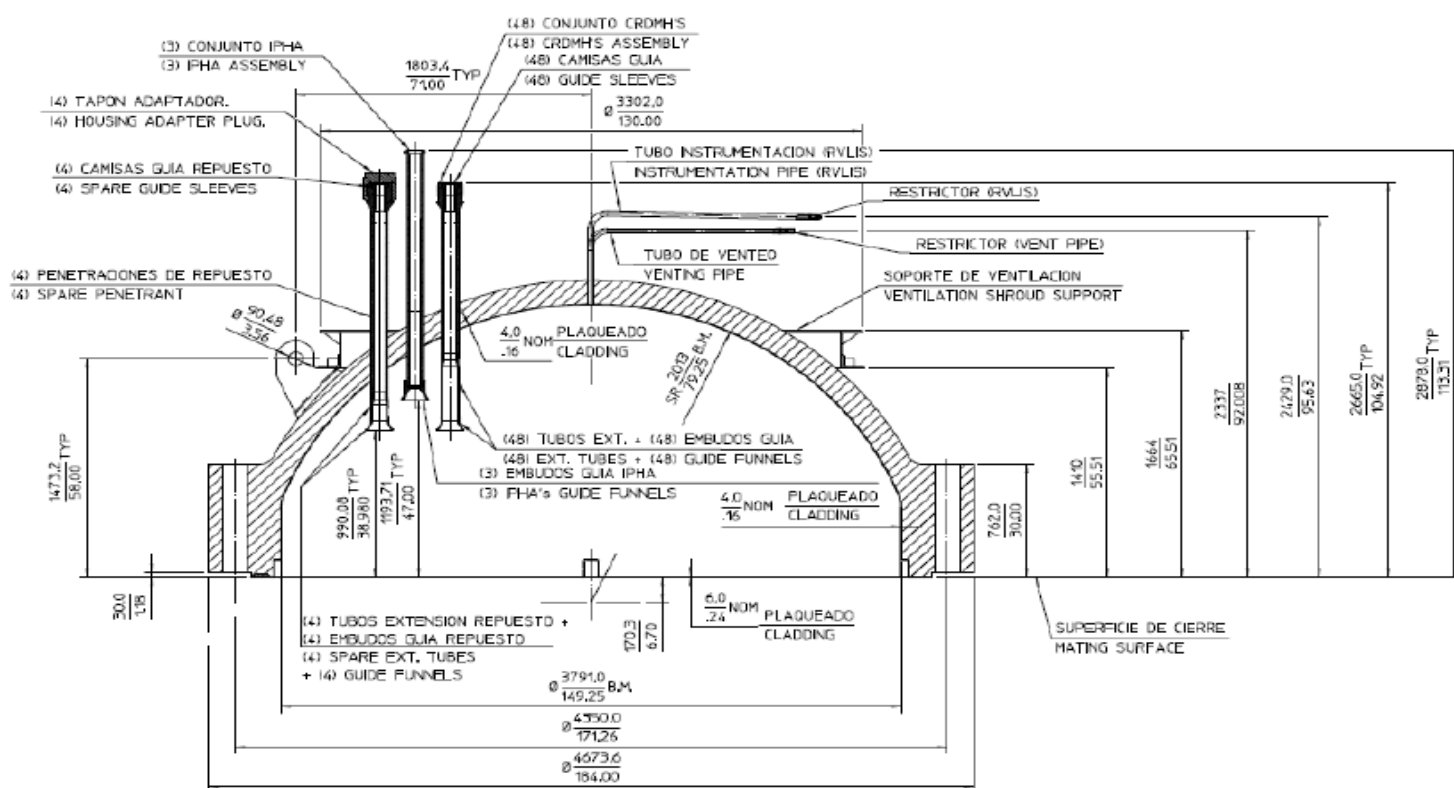
Con respecto a las actuaciones anteriores del CSN, cabe destacar la realización de dos inspecciones en julio de 2010 (Actas CSN/AIN/VA2/10/743 y CSN/AIN/VA2/10/746), en las oficinas de ENSA en Santander, que es la empresa responsable de la fabricación de la tapa. El objetivo de la primera inspección fue la revisión documental de la fabricación del componente: forja de la tapa (realizada en Creusot, Francia), plaqueado interior y mecanizado, taladrado de las penetraciones, tratamiento térmico post-soldadura, soldadura de los alojamientos de los mecanismos de accionamiento de las barras de control con la brida (CRDMs, en sus siglas en inglés) y soldadura de los CRDMs a la tapa. En cuanto a la segunda inspección el objetivo principal fue asistir a la realización de la prueba hidrostática de fabricación requerida por la sección III del código ASME.

2.2 Descripción y razones

Los aspectos comprendidos dentro del proyecto de sustitución de la tapa de la vasija del reactor son los siguientes:

- Diseño de la nueva tapa de la vasija. Principales de modificaciones de la nueva tapa y de otras estructuras respecto de las originales a las que sustituirán.
- Pruebas y puesta en servicio.

- Generación de residuos.
- Gestión del almacenamiento de la tapa de la vasija original.
- Programa de Garantía de Calidad y Organización del titular.
- Modificaciones de diseño que conlleva el desarrollo del proyecto de sustitución de la tapa de la vasija y cambios en los documentos de explotación afectados, Estudio de Seguridad y Plan de Gestión de Residuos radiactivos.



A continuación se describe cada uno de ellos:

A. DISEÑO DE LA NUEVA TAPA DE LA VASIJA. REALIZACIÓN DE MODIFICACIONES. GESTIÓN DEL ALMACENAMIENTO DE LA TAPA DE LA VASIJA ACTUAL

La vasija del reactor y su tapa son elementos integrantes de la barrera de presión del sistema refrigerante del reactor, constituyen por tanto una de las barreras de retención de los productos de fisión. Está sometida a las presiones y temperaturas asociadas con los transitorios de operación. La función de la vasija del reactor es la de soportar el núcleo del reactor, los mecanismos accionamiento de las barras de control y soportes asociados a los componentes internos del reactor.

La nueva tapa de la vasija del reactor que sustituirá a la actual, ha sido fabricada por ENSA en sus instalaciones de Maliaño, Cantabria, de acuerdo a la especificación técnica de ANAV de referencia STV-ECM-IRM-293 "Replacement Reactor Vessel Closure Head (C.N. Vandellós II)", en donde se han definido los requisitos básicos del diseño y fabricación, así como el alcance de los mismos.

El titular ha requerido que la nueva tapa de la vasija sea una réplica de la original (los planos de referencia para la fabricación son los de la tapa actual), pero que el diseño sea tal que permita eliminar o minimizar los mecanismos de degradación conocidos, esto es, el fenómeno de corrosión bajo tensión en el Inconel 600 y metales de soldadura asociados (equivalentes al Inconel 82 y 182), así como el desgaste en los manguitos térmicos, maximizando la accesibilidad a las penetraciones para permitir su inspección en servicio. Asimismo, ha requerido que la nueva tapa esté preparada para una posible futura conversión a tapa simplificada (la tapa simplificada consiste en una modificación de los componentes situados sobre la tapa de la vasija, para que no sea necesario realizar maniobras de instalación/desinstalación durante los trabajos para recarga).

El titular ha requerido además que el diseñador de la Vasija del Reactor (Westinghouse), realice la especificación de diseño de acuerdo con los requisitos del código ASME. Como código de construcción se ha aplicado la edición de ASME de 2001 hasta, e incluidas, las adendas del 2003, aprobada para su uso por la NRC "Federal Register 58804 Vol 69 No 190 (1 octubre de 2004)".

Como consecuencia de los requisitos indicados, así como de la aplicación de otras mejoras derivadas del avance en los procesos de fabricación de la nueva tapa de la vasija, el titular ha incorporado diversos cambios de diseño en la nueva tapa, cuya compatibilidad con el diseño original ha sido analizada por Westinghouse.

La descripción de estos cambios, así como las modificaciones y maniobras necesarias para la sustitución de la tapa actual, los ha encuadrado el titular bajo los siguientes aspectos:

- Diseño de la nueva tapa de la vasija del reactor.
- Sustitución de componentes externos asociados a la tapa de la vasija de reactor.
- Reutilización de componentes de la tapa de la vasija del reactor.
- Modificaciones en el edificio de combustible.
- Traslados y maniobras.
- Almacenamiento temporal de la tapa actual en el edificio de combustible.
- Almacenamiento de la tapa actual en el almacén de desechos sólidos.

A continuación se resume lo más significativo de cada uno de los aspectos antes mencionados:

I. Diseño de la Tapa de la Vasija del Reactor

1. MODIFICACIÓN DE LOS MATERIALES DE LAS PENETRACIONES

1.1 Materiales altamente resistentes al PWSCC – Corrosión bajo tensión

En la nueva tapa de la vasija se mantiene la geometría de las penetraciones, pero se modifica el material, tanto de la parte de Inconel como de la parte de inoxidable. El cambio de la parte de Inconel responde a la necesidad de evitar la susceptibilidad al PWSCC.

Los materiales susceptibles al PWSCC en todas las localizaciones (Inconel 600, 82 y 182) se sustituyen por Inconel 690 y 152M/52M (M indica una composición mejorada del Inconel 52 para facilitar la soldabilidad), materiales que han demostrado ser altamente resistentes a este fenómeno de degradación en ensayos de laboratorio y cuya experiencia en operación es ya de 20 años sin indicaciones de defecto. Se trata de los mismos materiales empleados por todos los nuevos diseños de tapas de vasija de sustitución (Francia, USA, AREVA, Japón, Bélgica, Eslovenia, etc.) así como en España en C.N. Almaraz I y II y en C.N. Ascó I y II.

Al respecto el titular expone que ya hay centrales que han realizado las primeras inspecciones en servicio de tapas de vasija de sustitución con Inconel 690/52/152 (C.N. Almaraz I y II, varias plantas de EDF en Francia y en el país de origen del proyecto) con resultados aceptables.

En el caso de las penetraciones dedicadas a las columnas de termopares se mantiene la geometría de la parte de Inconel y se modifica la parte de inoxidable en la que se realiza el cierre con un nuevo sistema. Se trata de una modificación común en las tapas de vasija de sustitución y que también se llevó a cabo en la nueva tapa de la vasija actualmente en operación en C.N. Ascó II.

1.2 Cambio del tipo de inoxidable en las bridas

El material actual de las bridas (zona con rosca para la instalación de los CRDMs) en la actual tapa de la vasija es SA-182, tipo 304. Para la nueva tapa se utiliza SA-182 tipo 316, ya que según el titular aporta mejores características a la soldadura bimetálica (Inconel 690-inoxidable) y a la de inoxidable-inoxidable, correspondiente a la soldadura “*canopy*” de sellado de la penetración y el CRDMs.

2. ELIMINACIÓN DE LA SOLDADURA BRIDA-CASQUETE (FORJA MONOBLOCK)

El nuevo diseño para la tapa de la vasija elimina la soldadura de penetración total entre el casquete (parte semiesférica) y la brida (zona con taladros para pernos de unión con la vasija), ya que las capacidades actuales de los fabricantes de forjas lo permiten, con lo que la nueva tapa de la vasija será de una única pieza forjada (monoblock), lo que ha supuesto una simplificación del proceso de fabricación.

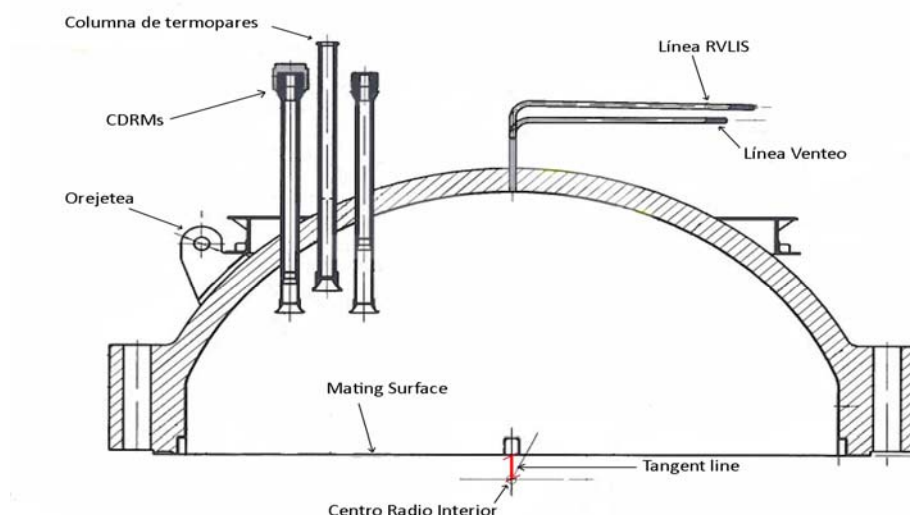
La soldadura brida-casquete del diseño actual requiere inspección al 100% en cada intervalo de inspección en servicio, esto es cada 10 años. La dosis recibida por el personal de Tecnatom en la última inspección de la soldadura actual durante la 16ª parada para recarga fue de 3,872 mSv por persona. Por ello, la eliminación de esta soldadura que contempla el diseño de la nueva tapa supone además de la simplificación del proceso de fabricación, una reducción de dosis del personal de inspección.

3. REDUCCIÓN DEL VOLUMEN DE SOLDADURA EN LAS PENETRACIONES A LA TAPA

Se reduce el tamaño de las pocetas para las soldaduras en “J” (unión de las penetraciones con la tapa de la vasija) para reducir las contracciones debidas al soldeo, y por lo tanto minimizar las tensiones residuales. Esto mejora la condición de la soldadura frente al fenómeno de corrosión bajo tensión.

4. MODIFICACIÓN DE LA COTA “TANGENT LINE”

Debido a que las dimensiones de la tapa de la vasija de C.N. Vandellós II excedían las capacidades del fabricante para una forja “monoblock”, la dimensión denominada “tangent line” (distancia entre la superficie de cierre o “mating surface” y el centro del radio de la tapa, ver figura) se incrementa en 17.3 mm con respecto a la de la tapa original; esto hace que el centro de dicho radio se sitúe en una cota inferior, y por tanto la tapa actual sea ligeramente más achatada. Este hecho ya fue analizado por Westinghouse para el titular antes de finalizar la fabricación de la forja, y concluyó que suponía una reducción del volumen total interior de la tapa aceptable.



Asimismo, Westinghouse calculó de nuevo la reducción de volumen en el interior de la tapa, considerando el mecanizado final e incluyendo el espesor del recubrimiento (cladding), concluyendo que la diferencia de volumen de refrigerante del reactor en el interior de la tapa entre la nueva y la actual es menor que la estimada inicialmente (inferior al 0.1% en relación con el volumen total de refrigerante del reactor). Este valor se considera aceptable para los actuales análisis de accidentes contemplados en el Estudio de Seguridad en vigor, al concluirse que no modifican dichos análisis.

5. REDUCCIÓN DEL NÚMERO DE PENETRACIONES

En la nueva tapa de la vasija se eliminan las cinco penetraciones correspondientes a la previsión para barras de control de longitud parcial, no instaladas y taponadas (penetraciones localizadas en las posiciones 1, 18, 19, 20 y 21), las cuatro de reserva taponadas mediante carcasa con mecanismo de actuación o “*Capped Latch Housing*” (penetraciones localizadas en las posiciones 46, 48, 50 y 52) y la de reserva para columna de termopares (penetración localizada en la posición 47), con lo que el número total de penetraciones pasa de 65 a 55.

Se mantienen las posiciones para los CRDMs (total 48), así como las correspondientes a las columnas de termopares (en las penetraciones localizadas en las posiciones 49, 51 y 53).

Las penetraciones de reserva en la nueva tapa se encuentran en las posiciones 46, 48, 50 y 52. Serán taponadas con el mismo tipo de tapón que las actuales de reserva.

6. PENETRACIÓN ADICIONAL PARA EL RVLIS –SISTEMA DE INSTRUMENTACIÓN MEDIDA DEL NIVEL DE VASIJA

El RVLIS tiene como función de seguridad la de suministrar una indicación precisa del nivel del refrigerante en la vasija del reactor a sala de control en situaciones de circulación natural (transmisores de medida de nivel de rango superior y total) y en situación de operación normal (transmisores de medida de nivel de rango dinámico).

Actualmente la conexión del RVLIS a la vasija del reactor se hace en una las penetraciones de reserva (penetración localizada en la posición 15). En la nueva tapa se añade una nueva penetración específica para el RVLIS, de 1 pulgada de diámetro, con la misma configuración que la de la línea de venteo (subapartado 10 de este informe). En el diseño original no se disponía de esta penetración debido a que se trataba de una modificación que se implantó tras el accidente de Three Mile Island.

Se modifican los rangos de calibración de los transmisores de medida de nivel de ambos trenes con el objeto de mantener la precisión de la medida en todos los eventos y condiciones de operación postulados con la nueva tapa. Ambos trenes de medida son redundantes manteniendo la separación física y la independencia eléctrica.

7. ELIMINACIÓN DE LOS MANGUITOS TÉRMICOS Y EXTENSIÓN DE LAS PENETRACIONES

La función de los manguitos térmicos es la de guiado para la inserción de los accionamientos de los CRDMs durante las maniobras de colocación de la tapa y la de proporcionar protección a las penetraciones frente a los transitorios térmicos producidos por las variaciones de temperatura durante los movimientos de barras (entrada/salida de agua por el interior de la penetración) y frente al flujo cruzado en la zona superior de la vasija.

Los manguitos térmicos se instalan en el interior de las penetraciones, son de acero inoxidable tipo 304. Pueden girar libremente en el interior de las mismas y elevarse axialmente hasta hacer tope con el “housing” o carcasa de los CRDMs.

La experiencia operativa muestra la existencia de desgastes en la superficie exterior de los manguitos térmicos debido al rozamiento entre el propio manguito con el extremo inferior de las penetraciones (desgaste por el exterior). Además también se han observado desgastes por el interior, por el rozamiento de los manguitos contra los ejes de accionamiento de las barras de control, así como en la zona de unión del embudo (“funnel”) con el extremo inferior de la penetración.

El titular expone dos motivos para proponer la eliminación de los manguitos térmicos en el nuevo diseño: mejorar la inspeccionabilidad de las penetraciones de la tapa de la vasija y eliminar la posibilidad de degradación por desgaste de los manguitos térmicos. En los siguientes apartados se expone la valoración del titular sobre estos dos aspectos.

7.1 Inspeccionabilidad de las penetraciones

Los equipos de inspección se desarrollaron para hacer posibles las inspecciones requeridas en el documento de NRC “Order EA-03-009 Revision 1 “Issuance of First Revised NRC Order EA-03-009 Establishing Interim Inspection Requirements for Reactor Pressure Vessel Heads at Pressurized Water Reactors” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, February 20, 2004”. Se trata de sondas de especiales características que se introducen por el escaso espacio libre entre el tubo de la penetración y el manguito. Dependiendo de la configuración específica de cada central para estos elementos, esta inspección puede ser más o menos compleja y existen casos de limitaciones a la inspección por interferencias físicas.

Estas limitaciones a la inspección requerida por el documento de la NRC Order EA-03-009 (precedente del Code Case N-729-1 Alternative Examination Requirements for PWR Reactor Vessel Upper Heads With Nozzles Having Pressure-Retaining Partial-Penetration Welds Section XI, Division 1 .March 28, 2006), y superada por el mismo) fueron la principal motivación para el desarrollo del nuevo diseño de Westinghouse en el que se eliminan los manguitos térmicos.

En C.N. Vandellós II se realizó la inspección de las penetraciones periféricas en el 1994 con el equipo PETAVA y en el 2002 del 100% de las penetraciones. La inspección completa tal como requiere el Code Case N-729-1 antes mencionado se ha llevado a cabo por primera vez en la 16ª parada (primavera 2009) y en ella no se ha informado de limitaciones relevantes debido a interferencias con los manguitos térmicos (informe de Tecnatom VN2-09-05, Ap. 1.6 “Inspección Volumétrica y Superficial de las Penetraciones de la Tapa de la Vasija. Informe Final de la 16ª parada para recarga, abril-2009). Posteriormente, durante la 18ª parada por recarga (2012) fueron inspeccionadas nuevamente las 65 penetraciones y la penetración de venteo de la tapa de la vasija, mediante la técnica de ultrasonidos y corrientes inducidas, con resultados aceptables.

Sin embargo, en cualquier caso la eliminación de los manguitos térmicos simplifica la inspección, ya que supone eliminar la dificultad de introducir una sonda por el espacio libre entre la penetración y el propio manguito. Supondrá una reducción del tiempo total de la inspección (se estima que pasaría de 8 a 6 días).

7.2 Extensión de las penetraciones y nuevo diseño de embudos

Debido a la eliminación de los manguitos térmicos y para mantener la función actual de guiado de los CRDMs que venían realizando durante la colocación de la tapa de la vasija, las penetraciones se alargan, mediante una extensión roscada en su extremo inferior. Del mismo modo, se enrosca un embudo a la extensión de la penetración, con el objeto de proporcionar el guiado fino para la inserción de los accionamientos de los CRDMs. La elevación final del conjunto (extensión más embudo) será la misma que la actual.

La extensión está formada por dos partes, la parte roscada a la penetración, que también es de Inconel 690, más otra porción de inoxidable (304) soldada a penetración total y a la que va roscado en su parte inferior el embudo, también de inoxidable (304). La razón de este cambio de material es para reducir la fatiga en las uniones roscadas debida a calentamientos y enfriamientos, así como para reducir la magnitud y la incertidumbre de la precarga (par de apriete) necesaria en ambas uniones. Las uniones roscadas se bloquean con soldaduras, que podrían ser eliminadas en caso necesario (una eventual reparación) y permitir desenroscar dichas uniones.

8. BRIDA PARA LAS PENETRACIONES DE LAS COLUMNAS DE TERMOPARES

Existe una extensa experiencia operativa tanto propia como ajena de fugas por las juntas de los cierres de las columnas de termopares. Por ese motivo, para la nueva tapa de la vasija del reactor se pretende eliminar el riesgo de fuga modificando y mejorando el diseño de cierre.

El nuevo diseño permite, modificando el diseño de la brida, eliminar también la soldadura con un largo historial de defectos y fugas.

Se ha contratado el suministro de los nuevos cierres TECSA de AREVA, por lo que este suministrador proporciona a ENSA la información necesaria para el diseño de la brida correspondiente a la penetración de la columna de termopares (que se adapta al cierre TECSA).

9. CONSIDERACIONES PARA UNA FUTURA MODIFICACIÓN A TAPA SIMPLIFICADA

La tapa simplificada consiste en una modificación de los componentes situados sobre la tapa de la vasija, y que deben instalarse y desinstalarse durante los trabajos para recarga. El objetivo es reducir el número de operaciones y por lo tanto el tiempo y la dosis. En el diseño de la tapa de la vasija simplificada se incluiría sobre ella la ventilación y la placa antimisiles, por lo que en general la modificación supondría más peso que con la configuración actual.

En la especificación de diseño de Westinghouse “Design Specification 416A78 Rev. 1 “NPP Vandellos II Replacement Reactor Vessel Closure Head” de la nueva tapa se incluyen las cargas que deberían soportar las orejetas de elevación en caso de optar en un futuro por el diseño de tapa simplificada. Para soportar dichas cargas se modifica el diseño de las orejetas, reforzándolas e incluyendo una zona plana para la sujeción del anillo soporte de la envolvente de ventilación.

El material de las orejetas de la tapa original era SA-533, tipo B, clase 2, mientras que el material para la fabricación actual es SA-533, tipo B, clase 1.

Se trata de una modificación común en las tapas de vasija de sustitución y que también se llevó a cabo en la nueva tapa de la vasija actualmente en operación en C.N. Ascó II.

10. ANILLO SOPORTE DE LA ENVOLVENTE DE LA VENTILACIÓN Y OREJETAS DE SUJECIÓN

Se modifica la manera en la que se sujeta el anillo soporte de la envolvente de la ventilación a la tapa de la vasija. En lugar de sujetarse con tornillos a tres orejetas específicas para ese propósito (soldadas a la tapa de la vasija), el anillo se apoyará en la zona plana de las orejetas de elevación a las que se unirá mediante tornillos. No será necesario por lo tanto que en la nueva tapa de la vasija se suelden las tres orejetas de soporte del anillo, por lo que se simplifica la fabricación.

Puesto que se modifica el modo en que se sujeta el anillo a la tapa, éste será suministrado nuevo junto con la nueva tapa de la vasija. Se trata esencialmente de una réplica del original, con ligeras variaciones constructivas, tal como el cambio a métrica europea y la perfilería.

11. LÍNEA DE VENTEO

La línea de venteo forma parte del sistema de venteo específico de la vasija del reactor y su función es expulsar vapor y gases de la tapa de la vasija del reactor después de un LOCA y proporcionar un camino para descargar/ventear al tanque de alivio del presionador los gases y vapor existentes en la parte superior de la vasija. Dispone de suficiente capacidad de descarga del refrigerante del reactor para conseguir la concentración de boro de parada fría antes de comenzar el enfriamiento.

La posición y el tamaño de la línea de venteo no se cambia en la nueva tapa con respecto a la actual. Sí se modifica el material en la penetración a la tapa de la vasija (Inconel 600 a Inconel 690) como en el resto de penetraciones. Se modifica ligeramente el trazado (se cambia un codo de 90º por un tramo curvado) para evitar la interferencia con el motor del polipasto de manejo de los tensionadores de pernos de cierre de la vasija.

II. Sustitución de Componentes Externos asociados a la Tapa de la Vasija de Reactor

Además de la propia tapa de la vasija, la modificación comprende la sustitución de los siguientes componentes externos asociados:

1. MECANISMOS DE ACCIONAMIENTO DE BARRAS DE CONTROL (CRDMS)

La función de los CRDMS es controlar el movimiento de las barras de control, elementos que se utilizan con fines de parada y control para neutralizar los cambios de reactividad rápidos. La unión roscada (entre el CRDM y la penetración) forma parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor.

Los CRDMS a instalar en la nueva tapa de la vasija son de nueva fabricación. Se trata del mismo modelo, pero con algunas mejoras de diseño

La empresa JEUMONT/AREVA es el suministrador de los nuevos CRDMS, y ha realizado la Especificación de Diseño de acuerdo con los requisitos de ASME III y la reconciliación con la edición del código de construcción original según requisito de ASME XI.

El montaje y soldadura de CRDMS en la nueva tapa se realiza en el edificio de combustible. Comprende el montaje y soldadura de los 48 CRDMS así como de los 4 tapones en las penetraciones de reserva (como suministro de ENSA en el alcance de la fabricación de la tapa de la vasija).

El proceso de montaje de CRDMS, se realiza con ayuda de la grúa del edificio de combustible y un polipasto con control de par e igualador de carga, para que, al roscar, el peso del CRDM no dañe la rosca.

El corte y desmontaje de CRDMS en la tapa sustituida se inicia con la recepción de la tapa de la vasija sustituida en el edificio de combustible. Está previsto que el inicio de estos trabajos sea tras la finalización de la 20ª parada para recarga.

El corte es automático, tras el mismo se procede con el desenroscado (con control de par y equilibrador de carga). Los CRDMS y los tapones retirados se limpian, secan y empaquetan al vacío para almacenamiento de larga duración en contenedores.

2. NUEVO SISTEMA DE CIERRE DE LAS COLUMNAS DE TERMOPARES

Mediante las columnas de termopares se mide la temperatura del refrigerante del reactor a la salida del núcleo. La función del sistema de sellado de las columnas de termopares es asegurar la barrera de presión del refrigerante del reactor bajo todas las condiciones de operación, proporcionando:

- Sellado entre las penetraciones de la tapa de la vasija del reactor y las columnas de termopares.

- Independencia de la tapa cuando se instala y desinstala, mientras las columnas de termopares permanecen sobre los internos superiores.

El nuevo diseño no tiene ni la junta superior ni inferior tipo “conoseal”, que la experiencia operativa tanto propia como externa ha identificado como un potencial punto de fugas. También el nuevo diseño de cierres reduce el tiempo de montaje y desmontaje, por lo tanto se reduce la dosis asociada a estas operaciones. El nuevo conjunto de cierre y sellado permite, modificando el diseño de la brida, eliminar también la soldadura “canopy” que se sustituye por una soldadura “bimetálica” de penetración total entre la penetración de Inconel y la brida de inoxidable.

3. NUEVO AISLAMIENTO REFLECTIVO

El aislamiento reflectivo limita las pérdidas de calor por convección y conducción.

El aislamiento reflectivo actualmente instalado en la tapa de la vasija es difícil de desmontar y por lo tanto implica dosis altas al personal involucrado en la operación. Requiere ser desmontado para la inspección en servicio de la tapa de la vasija de acuerdo con la normativa vigente. Por este motivo, se decide que para la nueva tapa de la vasija se instalará un aislamiento nuevo, bajo la misma especificación de diseño que el actual (mismo material y espesores), pero con más paneles desmontables (uno por cada boca del escudo de ventilación), con el objeto de facilitar el desmontaje para las inspecciones en servicio.

El nuevo calorifugado se instalará, una vez instalados los CRDMs sobre la nueva tapa de la vasija, en el edificio de combustible.

4. “DUMMY CANS”

Los “Dummy can” son unas piezas especiales que se colocan en las zonas de la parte superior de la tapa de la vasija en las que no existen penetraciones reales. Su función es lograr que el aire frío del sistema de ventilación se dirija hacia los CRDMs, evitando su posible sobrecalentamiento y manteniendo la temperatura de diseño operacional de estos componentes, lo que garantiza adecuadamente su funcionalidad. La nueva tapa del reactor elimina diez de las antiguas penetraciones, de las cuales nueve requieren, de acuerdo con el Estudio de Compatibilidad realizado, la instalación del correspondiente “Dummy can”.

De las diez penetraciones que se eliminan, nueve requieren la instalación de “dummy can”, mientras que la penetración de reserva para columnas de termopares que se elimina no lo requiere.

III. Reutilización de Componentes de la actual Tapa de la Vasija del Reactor

La mayoría de componentes actuales de la tapa de la vasija serán reutilizados. En el edificio de contención, una vez se haya extraído la tapa de su posición sobre la vasija del reactor y

se haya colocado en la posición de almacenamiento, se realizarán los trabajos de desmontaje de todos los componentes a reutilizar de la tapa actual y de instalación de los mismos sobre la nueva tapa.

Deben desmontarse y/o desconexionarse para su reutilización: los sensores de partes sueltas, conductos y cajas eléctricas, los conectores CRDMs y del indicador de posición de barra de control (DRPIs), las placas antisísmicas y plataforma soporte, la tubería de venteo (corte), las bobinas de CRDMs y sistema de indicación de barras de control, los “dummy cans”, escudo (schroud), deflectores y la tubería del sistema de indicación del nivel de vasija (RVLIS) (corte).

IV. Modificaciones en el Edificio de Combustible

Para poder realizar la introducción y salida del edificio de combustible tanto de la nueva tapa como de la actual, será necesario realizar algunas modificaciones, ya que con la configuración actual existen interferencias que impiden realizar las maniobras necesarias para la entrada/salida.

1. CAMBIO DE LA PUERTA DE EQUIPOS DEL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

La anchura de paso de la puerta (sur) del Edificio de Combustible (4,5 m) no es suficiente para el paso tanto la tapa nueva como de la actual, ya que el diámetro exterior de la brida es de 4,68 m.

Como el paso del hueco (hormigón) es de 5,0 m, únicamente se debe desmontar la puerta actual, el marco soporte y el sistema de apertura (que ocupan 50 cm) y sustituirlos por un marco exterior al hueco de paso y puertas de apertura hacia el exterior, no siendo necesarias modificaciones del propio hueco.

Durante el periodo de cambio de la puerta está previsto realizar un cerramiento interior que aisle la zona de trabajo (zona de la puerta) del interior del edificio, con lo cual se garantizan las condiciones de operación del edificio (sistema de ventilación y depresión).

Asimismo, durante el tiempo de cambio de la puerta no se realizarán movimientos de combustible.

2. MODIFICACIONES EN INTERIOR DEL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

Durante las maniobras de las tapas de vasija, la actual y la nueva, por el interior del edificio podría detectarse alguna interferencia con algunos tramos de tubería y/o conductos eléctricos (en concreto se han identificado los de accionamiento de la actual puerta del edificio de combustible, que será sustituida).

No está previsto que sea necesaria ninguna modificación de diseño, pero en caso de producirse alguna desviación, ésta será documentada oportunamente de acuerdo con los procedimientos y guía de gestión de propuestas y modificaciones.

V. Traslados y Maniobras

La especificación técnica de ANAV ET-M-V-046 “Maniobras y acondicionamiento nueva Tapa Vasija Rector C.N. Vandellós II” define las actividades y requisitos para la realización de los trabajos relativos a maniobras de salida y entrada de las tapas de vasija (actual y nueva) en los edificios de combustible y contención.

Las maniobras se analizan en el estudio de cargas pesadas de Westinghouse de referencia S-M-VV-007 (revisión 2), y se describen de forma general a continuación:

1. MANIOBRAS DE INTRODUCCIÓN DE LA NUEVA TAPA DE LA VASIJA DEL REACTOR EN EL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE Y TRASLADO A LA ZONA NORTE

La primera maniobra a realizar consistirá en la introducción y posicionamiento vertical de la nueva tapa de la vasija en el edificio de combustible para el montaje y soldadura de los CRDMs, así como del nuevo calorifugado.

Posteriormente al montaje de los CRDMs, se realizará el traslado de la tapa a la zona norte del edificio para no interferir con otras actividades en la zona de carga de la grúa, mediante una secuencia de operaciones prefijada.

2. MANIOBRAS DE TRASLADO DE LA TAPA ACTUAL DESDE EL EDIFICIO DE CONTENCIÓN AL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

Para la extracción de la tapa actual de la vasija desde el edificio de contención serán necesarias las maniobras de descenso hasta el módulo de transporte, recorrido por el área exterior e introducción en edificio de combustible.

Para la ejecución del descenso de la tapa desde la esclusa de equipos del edificio de contención hasta el módulo de transporte se utilizará una grúa exterior de gran tonelaje, así como marcos de volteo (para el paso de la posición horizontal a la posición vertical y viceversa). Asimismo será necesario prolongar y reforzar la estructura de la plataforma de carga de acceso a la esclusa. Tras el recorrido exterior se situará en el edificio de combustible.

Posteriormente al corte y desmontaje de los CRDMs, la tapa actual se trasladará desde la zona de carga de la grúa del edificio de combustible hasta situarla en una posición fuera de la zona de carga.

Las operaciones para completar toda la maniobra se llevará a cabo mediante una secuencia prefijada.

3. MANIOBRAS DE TRASLADO DE LA NUEVA TAPA DESDE EL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE AL EDIFICIO DE CONTENCIÓN

Del mismo modo, pero a la inversa, se realizarán las maniobras para la introducción de la nueva tapa de la vasija en el edificio de contención a través de la esclusa de equipos, empleando el módulo de transporte, los útiles de volteo e izado y la grúa exterior, según se describe en el procedimiento del suministrador, en donde se establece la secuencia prefijada.

VI. Almacenamiento

1 ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE LA NUEVA TAPA DE LA VASIJA EN EL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

Desde su recepción en noviembre de 2010, la tapa de la vasija ha estado almacenada en el edificio de combustible conforme a la especificación de ENSA para el almacenamiento prolongado. El titular ha realizado inspecciones periódicas durante el almacenamiento de acuerdo con el procedimiento de Mantenimiento aplicable.

2 ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE LA TAPA ACTUAL EN EL EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

Tras el corte y desmontaje de los CRDMs de la tapa de la vasija sustituida, ésta se almacenará temporalmente en el edificio de combustible (cota 100).

Se diseñará e instalará un blindaje con mantas de plomo de forma similar al blindaje de la tapa de la vasija cuando se sitúa en el edificio de contención.

Una vez cortados y almacenados en contenedores los CRDMs, la tapa se almacenará fuera de la zona de carga del edificio durante el tiempo necesario para preparar el almacenamiento a largo plazo en el edificio de desechos sólidos.

3 ALMACENAMIENTO DEFINITIVO DE LA TAPA ACTUAL EN EL ALMACÉN DE DESECHOS SÓLIDOS

Para el almacenamiento de la tapa de la vasija actual se ha realizado la modificación de la celda D de almacenamiento para bidones (cota 96) del actual almacén de desechos sólidos. La descripción de las actividades necesarias se resumen se indican a continuación:

- Apertura de un hueco de 6.03 m X 4.33 m en el muro del edificio R-1 y cerramiento del mismo con bloques de hormigón desmontables y chapa de acero en el exterior una vez finalizadas las maniobras.
- Apertura de hueco en el techo para cables de izado, necesario para permitir las maniobras con cargas y reposición del mismo una vez finalizadas.
- Acondicionamiento del suelo.

- Apertura de hueco de paso (2.2 X 1,2) en muro existente entre la zona de etiquetado de bidones y el recinto K-3-11 (diseño con blindaje laberinto en la puerta de acceso).

B. PRUEBAS Y PUESTA EN SERVICIO

Se han realizado las pruebas establecidas en las especificaciones de diseño, en cumplimiento con el código de construcción y las especificaciones de compra. Se destacan las realizadas o previstas de los componentes principales.

1. PRUEBAS DE LOS EQUIPOS PREVIAS A SU INSTALACIÓN (PRUEBAS EN FÁBRICA):

La tapa de la vasija requiere inspección pre-servicio de acuerdo con los requisitos de ASME XI y del Code Case N-729-1 "Alternative Examination Requirements for PWR Reactor Vessel Upper Heads With Nozzles Having Pressure-Retaining Partial-Penetration Welds Section XI, Division 1", March 28, 2006, ya mencionado. Además de cumplir con los requisitos establecidos por la normativa con resultados aceptables se realizaron inspecciones adicionales para disponer de una amplia base de referencia en previsión de futuros nuevos requisitos normativos y para facilitar la interpretación de eventuales indicaciones en inspecciones futuras. Estas inspecciones fueron realizadas tras la realización de la prueba hidrostática de la tapa y tapones efectuada en fábrica, de acuerdo con lo requeridos por la sección XI del código ASME.

A continuación se identifican las pruebas de la tapa y de los mecanismos de los accionadores (CRDM) realizadas en fábrica:

- Prueba hidrostática de la tapa de la vasija y de los tapones de las penetraciones de reserva.
- Prueba hidrostática de las penetraciones de los CRDMs y funcionales.
- Prueba hidrostática de los cierres de las columnas de termopares.

2. PRUEBAS FUNCIONALES (PRUEBAS EN PLANTA)

Se han definido las pruebas para verificar que la central puede operarse de forma segura, tras la modificación, en cumplimiento con los requisitos establecidos en la Instrucción de Seguridad IS-21 "Requisitos Aplicables a la Modificaciones de Diseño de Centrales Nucleares" del Consejo de Seguridad Nuclear.

Las pruebas funcionales tienen como alcance la comprobación del correcto estado de los componentes implicados en la modificación así como la funcionalidad de los mismos. A continuación se indican las pruebas funcionales a realizar:

- Indicación de nivel de vasija (RVLIS). Verificación de rangos de transmisores
- Verificación funcional de termopares-. Indicación de temperatura.

- Mecanismos de accionamiento de las barras de control CRDMs. Verificación funcional de sistema de indicación de barras de control (DRPI). Tiempo de caída de barras de control.
- Verificación de ausencia de fugas del cierre de la tapa.
- Verificación de la operabilidad de las válvulas de venteo.
- Verificación de la funcionalidad del sistema de detección de partes sueltas.

C. PROGRAMA DE GARANTÍA DE CALIDAD

El Programa de Garantía de Calidad define los criterios de garantía de calidad que el titular ha aplicado en el diseño, fabricación, pruebas y montaje del proyecto de sustitución de la tapa de la vasija del reactor de C. N. Vandellós II; y tiene como objetivo garantizar que los equipos, sistemas y componentes así como los servicios requeridos para el diseño, fabricación, construcción, pruebas y montaje del proyecto de sustitución de la tapa de la vasija del reactor de C.N. Vandellós II, cumplen con los requisitos especificados.

Las principales actividades que conforman el proyecto de sustitución de la tapa de la vasija se definen en las siguientes especificaciones de compra y/o servicios realizadas por el titular.

- Garantía de Calidad para suministro de materiales

El titular ha definido los requisitos de garantía de calidad de bienes y de diseño, habiendo desarrollado al respecto especificaciones técnicas elaboradas en cumplimiento con el procedimiento PG-4.07 “Elaboración de especificaciones para peticiones de oferta” del propio titular, para el proyecto de sustitución de la tapa de la vasija.

Estos requisitos comprenden desde la fabricación de la tapa de la vasija y la fabricación de los cierres de las columnas de termopares hasta la contratación de las maniobras y desmantelamiento y acondicionamiento de las tapas, e incluye el suministro de un nuevo calorifugado reflectivo.

- Garantía de Calidad para suministro de servicios

El titular ha definido igualmente requisitos de garantía de calidad para suministro de servicios, y los ha establecido en cumplimiento con el citado procedimiento PG-4.07.

Estos requisitos comprenden las maniobras y acondicionamiento de la nueva tapa de la vasija del reactor y el acondicionamiento, corte y soldadura de los CRDMs. De acuerdo a estos requisitos, el titular ha requerido que los suministradores estén en su lista de suministradores aprobados, así como la presentación de planes de calidad.

D. ORGANIZACIÓN DEL PROYECTO. RESPONSABILIDADES

En relación con la organización del proyecto, el titular no ha desarrollado un documento específico que la describa, puesto que las responsabilidades y funciones de los integrantes en la misma, se enmarcan en las descritas en el Reglamento de Funcionamiento de C.N. Vandellós II.

El responsable del proyecto pertenece a la organización del titular, y asume, ante la Dirección de Servicios Técnicos (DST) de ANAV y ante el Comité de Seguimiento del Proyecto, la responsabilidad de todas las actividades asignadas a ANAV y, a nivel general, sus funciones se pueden resumir en:

- Organización del proyecto, control y seguimiento de las actividades desarrolladas por los Coordinadores de los distintos suministradores y de la propia ANAV.
- Aprobación y/o autorización de la documentación oficial del proyecto,
- Elaboración de las especificaciones de petición de ofertas y propuestas de adjudicaciones de acuerdo a los procedimientos de ANAV.
- Seguimiento económico y coordinación de todas las organizaciones tanto internas (ANAV) como externas.

Los coordinadores de otras unidades de ANAV (de planta, de Westinghouse, etc.) se responsabilizarán de garantizar el cumplimiento con los requisitos técnicos del proyecto en sus respectivas áreas de competencia, para lo cual podrán disponer de recursos propios de la organización del titular y de los apoyos externos necesarios

E. MODIFICACIONES DE DISEÑO. CAMBIOS DE LOS DOCUMENTOS DE EXPLOTACIÓN AFECTADOS POR LA SUSTITUCIÓN DE LA TAPA DE LA VASIJA DEL REACTOR

I.-Modificaciones de diseño. IS-21 y Evaluaciones de Seguridad

El desarrollo del proyecto de sustitución de la tapa de la vasija del reactor ha necesitado de la realización de varias modificaciones de diseño, según se relaciona a continuación:

- V-30730-1: Sustitución tapa de la vasija del reactor y otros componentes externos.

En la evaluación de seguridad de la modificación V-30730-1, el titular analiza el impacto de las características de la nueva tapa de la vasija en el diseño y en las bases de licencia de C. N. Vandellós II. En particular, se contempla en el alcance de esta evaluación el impacto del menor volumen que encierra la nueva tapa en los análisis de accidentes del Estudio de Seguridad (ES).

La nueva tapa de la vasija está fabricada de una única pieza forjada y debido a ello, se ha requerido modificar la cota "tangent line", lo cual hace que el centro del radio de la nueva tapa se sitúe en una cota inferior, lo que conlleva que la nueva tapa sea

ligeramente más baja. Este hecho origina que el volumen de la nueva tapa sea 0,17 m³ menor que el de la tapa actual, reduciéndose por tanto el volumen del refrigerante del reactor. Aunque este valor es muy pequeño en comparación con el volumen total del sistema refrigerante del reactor, el titular, mediante los cálculos suministrados por Westinghouse, ha analizado el impacto que tiene esta reducción de volumen en los análisis de seguridad termohidráulicos asociados al accidente de pérdida de refrigerante del reactor (LOCA y post-LOCA), concluyendo que su impacto no es significativo, y por tanto no modifican los análisis de estos accidentes contemplados en el ES.

Asimismo, el titular también ha determinado el impacto de la reducción del volumen del refrigerante del reactor en los análisis de seguridad termohidráulicos asociados a los accidentes No-LOCA, como queda contemplado en los cálculos llevados a cabo por ENUSA, que concluyen igualmente que dicho impacto no es significativo, por lo que no ha sido necesario modificar los análisis de dichos accidentes incluidos en el ES.

Dichos análisis fueron enviados directamente por el titular al CSN mediante las cartas de referencias CNV-L-CSN-6149 (análisis de LOCA y post-LOCA) y 6152 (análisis No-LOCA).

- V-30730-2: Maniobras y modificaciones en planta para la nueva tapa.
- V-30730-3 Modificación de la plataforma de acceso de equipos a contención y nueva conexión contraincendios en el edificio de combustible (motivada por el hecho de que la tapa de la vasija una vez almacenada en dicho edificio deja menos accesible una de las tomas para la conexión de manguera existente).
- V-30730-A: Apertura de huecos para entrada de la tapa vasija y acondicionamiento interior del recinto D como almacén de residuos no embidonables.

Con el cambio de diseño V-30730-A, la tapa de la vasija sustituida se almacena por un tiempo indefinido en el edificio de solidificación y almacén de desechos radiactivos de C.N.Vandellós II, como residuo sólido no compactable.

Se ha previsto abrir un hueco en el muro de blindaje R1 del edificio de solidificación y almacén de desechos radiactivos, que posteriormente se cerrará con bloques de hormigón desmontables, para poder introducir la tapa actual una vez desmontados los CRDMs, y depositarla para trasladarla al recinto donde quedará almacenada temporalmente.

Asimismo, se ha diseñado un laberinto de hormigón, como blindaje biológico, en el recinto K-3-11, donde quedará almacenada la tapa original. Se ha previsto practicar un hueco en el muro que separa este recinto de la sala de medición y embidonado (K-3-14), instalándose posteriormente en el hueco una puerta.

Esta modificación de diseño ya se encuentra implantada.

El titular ha realizado los análisis previos y las evaluaciones de seguridad correspondientes a estas modificaciones de diseño realizadas de acuerdo con los criterios de la Instrucción del CSN de referencia IS-21 “Requisitos aplicables a modificaciones diseño en centrales nucleares”, y de acuerdo con todo ello concluye que no es necesaria la autorización expresa de la puesta en servicio de estas modificaciones. En las evaluaciones de seguridad el titular ha identificado los documentos que deben modificarse como consecuencia de la implantación de dichas modificaciones, concluyendo que sólo las modificaciones de diseño de referencia V-30730-1 y V-30730-A implican cambios en el ES y en el PGRR.

No obstante lo anterior, el CSN requirió la solicitud de autorización de puesta en servicio de la modificación V-30730-1 “Sustitución tapa de la vasija del reactor y otros componentes externos” porque, al igual que los anteriores cambios de tapa de vasija en centrales nucleares españolas de diseño Westinghouse que se llevaron a cabo con autorización de la Administración, esta es una modificación que el CSN considera de interés desde el punto de vista de la seguridad nuclear.

II.- Propuestas de cambio del ES y del PGRR

A continuación se expone un resumen de los cambios de los dos documentos de explotación mencionados: Estudio de Seguridad (ES) y Plan de Gestión de Residuos Radioactivos (PGRR):

– En relación al ES, el titular emite los cambios a este documento, para su aprobación junto con la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, motivados por los siguientes aspectos:

- Por la normativa utilizada en el diseño y prueba (ASME III adendas desde 2001 a 2003) de la nueva tapa de vasija, su fabricación de una pieza única (“monoblock”) y altura reducida y los nuevos materiales no susceptibles al agrietamiento por corrosión bajo tensión (modificación de diseño de referencia V-30730-1).

Estos cambios afectan a los capítulos 3.2, 3.9, 5.2 y 5.3 del ES; y el titular los ha recogido bajo la propuesta de cambio V/L 479, revisión 0, a este documento, motivada por la modificación de diseño de referencia V-30730-1, incluida en el Anexo 2 del informe justificativo de la solicitud del cambio de tapa de vasija. Esta propuesta incluye además de las modificaciones propias de la sustitución tapa de la vasija del reactor, la sustitución de los CRDMs y de los cierres de las columnas de termopares y el nuevo calorifugado reflectivo.

- Por la apertura de huecos para la entrada de la tapa vasija sustituida y acondicionamiento interior del recinto D como almacén de residuos no embidonados del edificio de solidificación y almacén de desechos de la central tras su sustitución por la de nueva fabricación, y por la realización de un laberinto de hormigón en el recinto K-3-11 y practicarse un hueco en el muro que separa este recinto de la sala de medición y embidonado (K-3-14), instalándose en el hueco una puerta (modificación de diseño de referencia V-30730-A).

Estos cambios afectan a contenidos y figuras de los capítulos 1.2, 3.8, 9.5B, 11.4, 12.2 y 12.3 del ES; y el titular los ha recogido bajo la propuesta de cambio denominada V/L 417, revisión 0, motivada por la modificación de diseño de referencia V-30730-A a este documento, incluida en el Anexo 3 del informe justificativo de la solicitud del cambio de tapa de vasija.

Mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6151, mencionada al principio de este informe, el titular emite cambios adicionales a los que incorpora la propuesta de cambio V/L 417 del ES, para adaptar adecuadamente este documento a la modificación de diseño V-30730-A. Estos cambios afectan a diversas figuras de las secciones 1.2, y 12.3 relativas a las zonas de radiación y a espesores mínimos de muros del edificio de solidificación y almacén de desechos, que se modifican respecto de la propuesta inicial para indicar que la zona donde se almacenará la tapa de la vasija corresponde a una zona de *"media y baja actividad"*.

Adicionalmente, en dicha carta se anula la "Hoja 9.5.8-2.14-1" relativa a la instalación de una puerta de PCI de rango de 2h., al haber verificado el titular que la puerta para acceder al recinto K-3-11, donde se almacenará la tapa de la vasija, desde el recinto K-3-14, no tiene requisitos de resistencia al fuego según el apartado 3.2.3 de la Instrucción IS-30 "Requisitos de PCI" revisión 1, puesto que ambos recintos forman parte de la misma área de fuego R-1, no existiendo en ninguno de ellos ni equipos importantes para la seguridad ni cargas de fuego reseñables.

- Respecto del Plan de Gestión de Residuos Radioactivos, el titular introduce cambios a este documento mediante la propuesta de cambio PC-005, revisión 1, incluida en el Anexo 4 del informe justificativo de la solicitud del cambio de tapa de vasija, presentada para su apreciación favorable por el CSN, en cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria nº 4 asociada a la condición 3.5 "Modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado" de la Autorización de Explotación en vigor, en donde se establecen los criterios bajo los cuales las revisiones de este documento requieren apreciación favorable, antes de su entrada en vigor. Concretamente los apartados afectados en este caso son los siguientes:

Apartados a) *"Generación de tipos de residuos que difieren por su origen, naturaleza o características físico-químicas o radiológicas de los incluidos en el plan de gestión de residuos radiactivos de la central...//..."*, y

Apartado d) *"Modificación de la instalación que supongan variaciones significativas en las cantidades de residuos generados o en las actividades de gestión de los mismos...//..."*

Los cambios afectan a la sección 3.2, la tabla 3.2.2. y al Anexo 3 del PGRR, y los introduce el titular para adecuar el contenido del documento a las características del residuo especial originado por la sustitución de la tapa de vasija original del reactor y de los componentes a sustituir, siendo éstos consecuencia de la modificación de diseño de referencia V-30730-1

Mediante la carta de referencia CNV-L-CSN-6151, antes mencionada, el titular introduce un cambio adicional en la propuesta de cambio PC-005, revisión 1, para modificar la “Ficha de residuo especial”, especificando en ella que la tapa de la vasija original está clasificada como residuo de “media y baja actividad” en vez de “alta actividad”, como figura en la citada propuesta de cambio.

3. EVALUACIÓN

3.1 Informes de evaluación:

- **CSN/IEV/GACA/VA2/1011/399 y 1410/638:** Evaluación de la documentación de Garantía de Calidad remitida para la solicitud de autorización de la modificación de diseño “Sustitución de la tapa de la vasija del reactor”, revisiones 0 y 1.
- **CSN/NET/ARBM/VA2/1502/478:** Evaluación de la solicitud de autorización para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, revisión 1 propuesta de modificación de documentos oficiales de explotación desde el punto de vista de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad.
- **CSN/NET/ARBM/VA2/1011/398:** Documentos afectados por la solicitud de modificación de diseño: sustitución de la tapa de la vasija del reactor, revisión 0, (desde el punto de vista de residuos).
- **CSN/NET/INNU/VA2/1502/479:** Evaluación del impacto de la sustitución de la tapa de la vasija en los análisis de accidentes LOCA y NO-LOCA de CN Vandellós II.
- **CSN/IEV/APRT/VA2/1502/656:** Evaluación de los aspectos relacionados con la protección radiológica operacional de la modificación de diseño “Cambio de la tapa de la vasija” de la central nuclear de Vandellós 2.
- **CSN/IEV/CSN/VA2/1009/530:** “Evaluación preliminar del informe para la solicitud de autorización de la modificación de diseño: Sustitución de la tapa de la vasija del reactor. Aspectos relativos a protección radiológica operacional”.
- **CSN/IEV/IMES/VA2/1503/660:** Informe de evaluación de la solicitud de autorización de la modificación de diseño: sustitución de la tapa de la vasija de la CN de Vandellós II. Aspectos mecánicos y estructurales.

3.2 Resumen de la evaluación

3.2.1 Normativa aplicable y criterios de aceptación

- La normativa y criterios de aceptación aplicables a la evaluación de los aspectos de la mecánicos y estructurales son los siguientes

- Instrucción IS-21, de enero de 2009, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.
 - Guía de Seguridad 1.11 del CSN “Modificaciones de diseño en centrales nucleares”, Rev. 0, 2002.
 - Como criterio general se ha utilizado el código ASME Boiler and Pressure Vessel Code, 2001 Edition through 2003 Addenda, Section III, Div. 1 "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components". Aplicable a la nueva tapa de la vasija. También es preciso tener en cuenta la edición de 1974 con la adenda de invierno de 1974 de la mencionada división 1, con cuyos requisitos se diseñó y fabricó la tapa original.

Específicamente, en el análisis de la tapa de la vasija, aplican los criterios aplicables de la subsección NB-3220 de ASME III (NB: componentes de clase 1).
 - Parte 50 del título 10 del Code of Federal Regulations (10 CFR 50).
 - Nureg-0800 “Standard Review Plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants”.
 - RG 1.60 “Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants” rev. 1 (1973).
 - RG 1.61 “Damping values for seismic design of nuclear power plants” rev. 1 (2007).
 - Nureg-0612 “Control of heavy loads at nuclear power plants”, Julio 1980.
 - ANSI-N 14.6 “Standard for Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds (5 ton) or More for Nuclear Materials”.
- La normativa y criterios de aceptación aplicables a la evaluación de los aspectos de la protección radiológica operacional son los siguientes:
- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
 - Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.
 - Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, sobre protección operacional de los trabajadores con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada.
 - Instrucción IS-02, sobre actividades de recarga en centrales nucleares. BOE nº 224 de 15 de septiembre de 2004.
- En relación a la evaluación de la garantía de calidad se ha utilizado la siguiente normativa:
- Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas
 - Manual de Garantía de Calidad de C.N. Vandellós II revisión 8.

- IS-19 Instrucción sobre los requisitos del sistema de gestión de las Instalaciones Nucleares.
 - Norma UNE 73-401 “Garantía de Calidad en Instalaciones Nucleares”.
- Otra normativa utilizada en la evaluación de las propuestas de cambio del ES
- Instrucción IS.30, revisión 1, sobre requisitos de PCI en centrales nucleares.

3.2.2 Alcance de la Evaluación

La evaluación ha comprendido la valoración de los siguientes aspectos, tomando como referencia la normativa y criterios de aceptación mencionados:

1. Diseño mecánico de la nueva tapa de la vasija del reactor. Modificaciones principales.
2. Experiencia operativa
3. Protección radiológica operacional.
4. Impacto de la reducción de volumen del refrigerante del reactor sobre los análisis de accidentes LOCA, post-LOCA y No-LOCA.
5. Garantía de calidad.
6. Cumplimiento con la Instrucción IS-21 y Modificaciones del Estudio de Seguridad.
7. Modificaciones del Plan de Gestión de Residuos.

3.2.3 Desarrollo de la evaluación

Para cada uno de los aspectos mencionados en el alcance se expone a continuación un resumen de lo más significativo de su evaluación:

Revisión de Diseño de la nueva tapa de la vasija del reactor.

La evaluación del CSN se ha llevado a cabo sobre los aspectos relativos al diseño de la nueva tapa de la vasija desde el punto de vista mecánico y estructural mediante el análisis de los documentos asociados al proyecto de la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, y ha estado apoyada por las comprobaciones realizadas en las inspecciones de julio de 2010 (Actas CSN/AIN/VA2/10/743 y CSN/AIN/VA2/10/746) en la fábrica de ENSA en Santander, cuyo objetivo fue la revisión documental de la fabricación del componente: forja de la tapa (realizada en Creusot, Francia), plaqueado interior y mecanizado, taladrado de las penetraciones, tratamiento térmico post-soldadura y soldadura de los alojamientos de los mecanismos de accionamiento de las barras de control con la brida, y la asistencia a la prueba hidrostática de la tapa de la vasija, y en la inspección del día 26 de febrero de 2015 en CN. Vandellós II, (Acta CSN/AIN/VA2/15/884), que tuvo como finalidad la revisión del diseño y presenciar los trabajos de soldadura de los CRDMs, auditar los cálculos de las líneas de venteo y RVLIS, inspeccionar las actividades del titular durante el almacenamiento de la tapa y auditar los cálculos relacionados con los movimientos de cargas pesadas.

La evaluación del CSN ha revisado los análisis de diseño mecánico y estructural realizados sobre los distintos elementos que forman parte o que conlleva la nueva tapa de la vasija del reactor con la finalidad de verificar si las condiciones bajo las que se desarrollan dichos análisis y los resultados obtenidos en ellos son compatibles con los criterios de aceptación utilizados en esta evaluación.

Específicamente dicha evaluación ha incidido sobre los documentos que se exponen a continuación, junto con los resultados alcanzados en las valoraciones realizadas:

- **Especificación de diseño** “Documento 416A78. “Especificaciones de diseño”. Rev.1, Julio de 2010, Westinghouse”. En este documento se proporcionan todos los requisitos técnicos necesarios relativos al cambio de la tapa de la vasija de la central nuclear Vandellós II. Se incluyen los aspectos de materiales, diseño, análisis, fabricación, exámenes, pruebas, limpieza y embalaje.

La evaluación del CSN ha verificado que la nueva tapa de la vasija se diseña y prueba de acuerdo a los requisitos técnicos reflejados en la sección III del Código ASME Edición de 2001, Adenda de 2003, para vasijas a presión. También ha verificado que ENSA ha llevado a cabo la reconciliación de esta edición del código con la edición original, con la que se construyó la vasija de CNVA2 (edición de 1974 con la adenda de invierno de 1974).

La evaluación del CSN ha revisado el contenido del Documento 416A78, antes mencionado, verificando que, según la especificación, se tienen en cuenta en los cálculos, los valores de los parámetros de diseño y de operación, y se especifican las cargas mecánicas aplicables (peso, presión y fuerzas debidas al sismo y a los transitorios de diseño aplicables -LOCA), y las diferentes combinaciones de dichas cargas consideradas en función de la sección de la tapa analizada que aplican a la tapa de la vasija, considerándolo adecuado al cumplir con lo dispuesto en ASME III NCA-3250 “Provision of Design Specification”.

- **Estudio de compatibilidad**. La sustitución de la tapa de la vasija es en esencia, como ya ha sido mencionado, un cambio directo de la tapa original por otra nueva, que es básicamente una réplica de la original, teniendo en cuenta las diferencias y mejoras ya enumeradas.

La evaluación del CSN ha revisado la compatibilidad de diseño, dimensional, de materiales y térmica de la nueva tapa con los sistemas y componentes de la central que conectan con ella, que se aborda en el estudio realizado por Westinghouse, que concluye finalmente que las condiciones de compatibilidad para los aspectos antes mencionados de la nueva tapa de vasija quedan suficientemente garantizadas.

En base a la valoración de las argumentaciones contenidas en el citado informe y de las conclusiones alcanzadas en el mismo, la evaluación del CSN considera aceptable el estudio realizado por Westinghouse.

- ***Cálculo del dimensionamiento básico.*** El documento “Dimensionamiento básico de la tapa del reactor” realizado por ENSA presenta los cálculos de espesores y dimensiones mínimas y de tensiones requeridos para los elementos de la nueva tapa de la vasija en las condiciones de diseño y nivel A (cargas mecánicas debidas a presión, peso y OBE – Operating Basis Earthquake-).

En la evaluación del CSN se ha comprobado que las propiedades de los materiales incluidos en la especificación de diseño ya mencionada, se han obtenido correctamente a partir de la Sección II parte D Subparte 1 del Código ASME, Edición de 2001 Adenda del 2003, lo que se ha considerado aceptable.

La evaluación del CSN ha incidido adicionalmente en el informe que contiene los cálculos dimensionales y tensionales en la cúpula esférica de la tapa y en sus penetraciones, así como el análisis de las orejetas de izado. En concreto, se ha revisado el cálculo de los espesores mínimos y/o tensiones de los siguientes elementos: pared del casquete de la tapa de la vasija, penetraciones de los CRDMs, RVLIS y Venteo, penetraciones de 1” y de 4” y orejetas de izado

La evaluación del CSN ha comprobado que los cálculos realizados por el titular han sido coherentes con los criterios de la normativa aplicable, por lo que concluye que los cálculos presentados son aceptables.

- ***Análisis detallado de los diferentes elementos relacionados con la sustitución de la tapa de la vasija***

A continuación se exponen los análisis de diseño realizados por el titular sobre los diferentes elementos de la nueva tapa de la vasija del reactor con los resultados alcanzados y las conclusiones de la evaluación del CSN en base a las valoraciones realizadas sobre dichos análisis y sus conclusiones:

- *Análisis detallado de la brida:*

ENSA ha realizado el análisis detallado de la brida de la cabeza de la vasija. Este documento constituye un informe de cálculo que, mediante el empleo de modelos de elementos finitos homologados, determina las tensiones generales y locales de membrana en la cúpula de la cabeza y en su unión con la brida, para las distintas condiciones de servicio (diseño, normal/degradado, fallo y prueba). Para este análisis se han considerado los transitorios de presión y temperatura definidos en la especificación de diseño de Westinghouse ya mencionada, obteniéndose, para determinadas secciones de interés, los rangos de tensiones, los factores de uso y los cálculos de fatiga.

- *Análisis detallado de los CRDMs y de los termopares:*

ENSA ha realizado el análisis detallado de los alojamientos de los CRDMs. Dicho análisis contiene un análisis detallado de las penetraciones de los CRDMs y columnas de

termopares (penetraciones de 4") y de sus respectivas bridas. El estudio se ha realizado a partir de métodos de elementos finitos homologados.

- Análisis detallado de las orejetas de izado y del anillo soporte de ventilación.

ENSA ha realizado el análisis detallado de las orejetas de elevación y del anillo soporte de ventilación, que va montado sobre las propias orejetas (sujeto mediante dos pernos en cada orejeta).

- Análisis detallado de las penetraciones de venteo y de instrumentación.

Las dos penetraciones de 1" de la tapa de la vasija (una para venteo y otra para instrumentación RVLIS) han sido sometidas a un análisis de detalle utilizando un modelo de elementos finitos homologado, realizado por ENSA.

La evaluación del CSN ha revisado y valorado los análisis detallados realizados por ENSA, que comprueban que los valores de tensiones obtenidos para las distintas condiciones de carga, son inferiores a los admisibles. Por tanto, dicha evaluación concluye a su vez que, para los elementos mencionados, se cumple con los límites establecidos en los criterios de aceptación del presente informe de evaluación.

Análisis de Experiencia Operativa (EO)

La evaluación del CSN ha revisado el análisis de EO realizado por el titular en el que incide sobre los distintos aspectos del diseño de la tapa y de los distintos elementos asociados, así como en el estudio de cargas pesadas aplicable al traslado de las tapas de vasija desde sus posiciones iniciales hasta su posición final.

Como resultado de la revisión realizada, en dicha evaluación se concluye que los resultados encontrados son aceptables en el sentido de que el diseño mecánico y estructural de la nueva tapa de la vasija y las operaciones de traslado diseñadas para las dos tapas de vasija, son adecuados. Cabe resaltar que en el caso del diseño de la nueva tapa de la vasija de C.N. Vandellós II, el titular optó por un criterio superior al requerido por ASME III.

Protección Radiológica Operacional

El alcance de esta evaluación del CSN ha abarcado la valoración de las medidas empleadas por el titular para la protección radiológica asociada a las actividades específicas de sustitución de la tapa de la vasija, identificando las más delicadas por la exposición a la radiación del personal involucrado en la realización de esta modificación y analizando la dosis colectiva de este personal.

A continuación se expone un resumen de lo más significativo

- En relación con las medidas establecidas por el titular para la vigilancia radiológica del personal, la evaluación del CSN ha valorado las medidas para la optimización de la dosis, para la prevención de la contaminación y de su dispersión en las actividades de las distintas fases de la sustitución del tapa de la vasija:
 - Traslados de las tapas nueva y actual.
 - Acopio temporal y almacenamiento definitivo de la tapa actual.
 - Operaciones de corte de los CRDMs actuales y su almacenamiento.
 - Desmontaje de elementos no soldados de la tapa actual y montaje en la tapa actual.
 - Blindajes y balizas para impedir el acceso a zonas de maniobras.
 - Potencial impacto en áreas exteriores a las zonas de maniobra durante los traslados en las que se pudieran estar realizando actividades o tránsitos, controlando la presencia o tránsitos de personal.

La evaluación del CSN concluye que las medidas de protección previstas por el titular son adecuadas para los fines para las que fueron establecidas, por lo que se consideran aceptables de acuerdo con los criterios de aceptación adoptados.

- Respecto al análisis de la dosis colectiva prevista asociada al cambio de la tapa de la vasija estimada por el titular, la evaluación del CSN ha verificado que el valor de la dosis colectiva prevista en el análisis realizado por el titular es de 120 mSv·p. Asimismo, ha realizado valoraciones de las consideraciones contempladas en dicho análisis. Los aspectos más destacables de la valoración realizada son los siguientes:
 - La dosis colectiva prevista del proyecto de cambio de tapa de vasija actual es menor en 19,5 mSv·p respecto de la previsión realizada en 2010, básicamente debido a la utilización de CRDMs nuevos en vez de reutilizados, procedentes de otra central nuclear española, como se contemplaba en el proyecto inicial.
 - El titular ha aumentado la estimación dosis del concepto “Desmontaje de elementos no soldados de tapa actual” de 30 mSv·p a 38 mSv·p, y ha rebajado la estimación del concepto “Montaje de elementos no soldados en tapa nueva” de 5 mSv·p a 0,5 mSv·p (debido a la realización de estos trabajos sin la influencia de los CRDMs usados).
 - En la estimación de dosis presentada por el titular no se tiene en consideración la dosis colectiva debida a modificaciones de diseño asociadas al cambio de la tapa de la vasija, como la modificación del portón del edificio de combustible y los trabajos asociados a la modificación del almacén del edificio de solidificación para albergar la tapa actual.
 - Mediante un análisis de la experiencia nacional e internacional asociada a cambios en tapas de vasija, la evaluación del CSN concluye que la estimación de dosis colectiva es razonable de acuerdo con la experiencia de otras plantas.
 - La estimación de dosis presentada por el titular para las operaciones asociadas al cambio de la tapa de la vasija sigue sin embargo resultando de carácter

preliminar, no encontrándose en los documentos analizados datos relativos a tasa de dosis de la tapa de la vasija o duraciones estimadas de trabajos.

De acuerdo con lo anterior, la evaluación del CSN concluye que se informe favorablemente la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, y a la vez considera que se solicite el envío al CSN de información para seguimiento y comprobación de la efectividad de las medidas de protección radiológica operacional en los trabajos relacionados con la modificación de diseño. Esta información es la siguiente:

- Los resultados radiológicos de aquellos trabajos que se realicen con posterioridad a la parada deberán ser comunicados al Consejo de Seguridad Nuclear para su consideración. En particular, deberá informarse de:
 - Los estudios ALARA que se realicen para estas actividades.
 - La reestimación de dosis con datos radiológicos de la tapa que se realice del trabajo “Traslado de la tapa actual de combustible a Solidificación”.
 - La evaluación del blindaje del hueco practicado en el edificio de solidificación realizada con los datos radiológicos de los que el titular disponga acerca de la tapa de la vasija una vez acondicionada para su transporte.

En particular, deberá remitir una nueva revisión del cálculo 3860-N-00-760 Rev.0 “Blindaje de la tapa de la vasija del reactor de C.N. Vandellós II”, con el objeto de comprobar que se cumplen los criterios radiológicos establecidos en el Manual de Protección Radiológica de la instalación para las zonas de libre acceso adyacentes al edificio tras depositar la tapa en dicho edificio.

- Al valorar la modificación de diseño consistente en el cambio de la tapa de la vasija, el titular deberá considerar la suma de la dosis colectiva debida a todas las modificaciones relacionadas con el cambio de la tapa de la vasija.

Esta información será comunicada al titular mediante carta del DSN de referencia CSN-C-DSN-15-19, incluida en el Anexo III de este informe, tras la aprobación de esta modificación de diseño, puesto que no se trata de una información crítica, y que, por tanto, no afecta a la autorización de esta modificación ni a la de los documentos de explotación afectados. En dicha carta, se especifican los plazos de envío de cada paquete de información solicitado.

Impacto de la reducción de volumen del refrigerante del reactor sobre los análisis de accidentes LOCA, Post-LOCA y No-LOCA del ES.

A continuación se expone un resumen de esta evaluación del CSN:

- Con relación a la reducción de volumen del refrigerante del reactor debido a nueva tapa de vasija respecto de la actual, la evaluación del CSN confirma el valor de la disminución expuesto por el titular en el informe justificativo de la modificación, esto es, 0,167 m³ (equivalente a un total 0.06% del volumen de refrigerante del reactor).

- Respecto al impacto de esta reducción de volumen en los análisis de accidentes - LOCA, la evaluación del CSN confirma las conclusiones del análisis de Westinghouse, presentada por el titular en la carta de referencia del titular CNV-L-CSN-6149 ya mencionada. Dicha evaluación concluye que dicho impacto es despreciable desde el punto de vista de la seguridad en base a que en los análisis de accidentes LOCA del ES, la reducción de volumen de refrigerante, además de que es muy pequeña, es un parámetro de segundo orden en cuanto a la influencia en la evolución del accidente hacia una condición segura.
- En relación al impacto de la reducción del volumen del refrigerante en la refrigeración del núcleo del reactor a largo plazo tras un accidente LOCA, hay que indicar que los análisis de seguridad de este accidente deben demostrar que el núcleo permanecerá en estado subcrítico (condición segura del estado del reactor). Al respecto, la evaluación del CSN considera que una reducción del volumen de refrigerante del reactor conduce a un aumento de la concentración de boro en el seno del refrigerante tras un LOCA, y por tanto a una condición conservadora del estado del núcleo del reactor, en el sentido de que se favorece la permanencia del núcleo del reactor en estado subcrítico. Esto unido a que la reducción de volumen es muy pequeña hace que la evaluación del CSN concluya que su impacto en el accidente post-LOCA no sea significativa.
- Con respecto al impacto de la reducción de volumen de refrigerante en los análisis de accidentes No- LOCA de ENUSA, presentada por el titular en la carta de referencia del titular CNV-L-CSN-6152 ya mencionada, la evaluación del CSN ha confirmado que el volumen del sistema de refrigerante del reactor no es un parámetro crítico, salvo en el análisis de accidente de dilución de boro en los modos 1 – Operación a potencia y 2 - Reactor crítico a potencia cero. Asimismo, la evaluación del CSN confirma también la conclusión del análisis de ENUSA, al considerar que, en el caso del accidente de dilución de boro, el efecto de tal reducción es despreciable en el desarrollo del accidente, debido a que ésta es menor del 0.1% del volumen total del RCS.

A la vista de los resultados de las valoraciones realizadas, la evaluación del CSN concluye que el impacto de la reducción del volumen del refrigerante del reactor en los análisis de accidentes del ES afectados, como consecuencia del cambio de la tapa de la vasija de CN. Vandellós II, que es inferior al 0.1%, es suficientemente pequeño como para que sea despreciable desde el punto de vista de seguridad.

Garantía de calidad

La evaluación del CSN ha consistido en la valoración de los siguientes aspectos:

- Plan de Calidad de ENSA, revisión 3, elaborado para la fabricación de la tapa de la vasija del reactor, recogida en la NET de referencia CSN/NET/GACA/ VA2/1011/399 de fecha 22-11-2010.

- El programa de garantía de calidad de la sustitución de la tapa de la vasija del reactor.

Esta evaluación ha estado apoyada en la inspección con Acta de referencia del CSN CSN/AIN/VA2/10/743, mencionada anteriormente, mediante la que se realizaron comprobaciones documentales de distintas actividades del proceso de fabricación de la nueva tapa de la vasija del reactor.

A continuación se exponen las conclusiones de la evaluación de CSN para cada uno de los dos aspectos mencionados:

- Respecto del Plan de Calidad de la fabricación, la evaluación del CSN se fundamentó en la verificación de los criterios incluidos en el Plan de Calidad citado, llevada a cabo en las instalaciones de Equipos Nucleares (ENSA), mediante la realización de la Inspección de verificación de referencia CSN/AIN/VA2/10/743.

Tras la valoración de los resultados de la citada inspección, la evaluación del CSN concluye que el Plan de Calidad, revisión 3, es acorde con la normativa aplicable a la fabricación de la tapa de la vasija de Vandellós II.

En esta Inspección se detectó una inconsistencia entre el Plan de Calidad citado y el resto de la documentación del proyecto, por las diferencias existentes en el contenido de dicha documentación en lo que se refiere a la aplicabilidad o no del código de regulaciones federales USA 10CFR50 Apéndice B a la fabricación de la nueva tapa de la vasija del reactor. El titular confirmó posteriormente la resolución de la inconsistencia mencionada, confirmando la aplicabilidad del citado código, para lo que ENSA ha emitido la revisión 4 del Plan de Calidad de la fabricación de la tapa de la vasija, en la que modifica el capítulo 10 "Excepciones a la especificación", eliminando del mismo la "no aplicabilidad del App. B del 10 CFR 50" que se desprendía de la anterior redacción del párrafo. Los cambios de la revisión 4 del citado plan fueron enviados al CSN mediante la carta del titular de referencia CNV-L-CSN-6150, mencionada al principio de este informe.

- Respecto a los criterios de Garantía de Calidad definidos en el Programa de Garantía de Calidad vigente en la central, indicar que el objetivo de dicho programa es garantizar que los equipos, sistemas y componentes así como los servicios requeridos para el diseño, fabricación, construcción, pruebas y montaje del proyecto de sustitución de la tapa de la vasija del reactor de C. N. Vandellós II cumplen con los requisitos especificados.

La evaluación del CSN, como resultado de sus comprobaciones, confirma que el Programa de Garantía de Calidad de la modificación no exceptúa ningún requisito de los incluidos en el programa de garantía de calidad vigente de la instalación, y concluye que los aspectos de garantía de calidad descritos en la documentación presentada con la solicitud son acordes con el Manual de Garantía de Calidad de C.N. Vandellós II, actualmente vigente.

Cumplimiento con la Instrucción IS-21 y Modificaciones del Estudio de Seguridad. Propuestas de cambio V/L 749, revisión 0, y V/L 417, revisión 0.

En la evaluación realizada por el CSN se ha valorado la validez de los cambios incluidos en las propuestas de cambio del ES, ambas en revisión 0, y de los cambios adicionales respecto de las modificaciones que incorpora la propuesta V/L 417 citada anteriormente, incluidos por el titular en la carta de referencia CNV-L-CSN-6151 mencionada al principio de este informe, en respuesta a la valoración del CSN

Adicionalmente, se ha incluido en el alcance de esta evaluación, la valoración de las evaluaciones de seguridad o análisis de seguridad previos realizados por el titular sobre las modificaciones de diseño asociadas a la sustitución de la tapa de la vasija y su repercusión en el Estudio de Seguridad.

A continuación se expone un resumen de lo más significativo de las evaluaciones del CSN realizadas:

➤ Desde el punto de vista del diseño mecánico y estructural

Evaluación de las modificaciones de diseño referencias PCD V-30730-1, PCD- V-30730-2 y PCD V- 30730-3

La evaluación de seguridad de la propuesta de cambio de diseño de referencia V-30730-1 “Sustitución de la tapa de la vasija y de otros componentes externos”, concluye que no es necesario la emisión de solicitud de autorización de esta modificación tras un análisis realizado bajo los criterios de la Instrucción IS-21, basado en los documentos de diseño mecánico y estructural de la tapa y de los componentes asociados, indicados en el apartado de evaluación de este informe.

No obstante, el CSN en este caso, requirió la solicitud de autorización por parte del titular al considerar la significación del componente y su interés desde el punto de vista de la seguridad nuclear.

La evaluación del CSN realizada sobre esta modificación de diseño, basada en las conclusiones alcanzadas en la valoración efectuada sobre los documentos de diseño mecánico y estructural mencionados en el apartado de “Evaluación” de este informe, que satisfacen los criterios de aceptación adoptados, considera aceptable la evaluación de seguridad asociada a la sustitución de la tapa de la vasija del reactor.

Los análisis previos de las modificaciones PCD V-30730-2 “Maniobras y modificaciones en planta para la nueva tapa” y PCD V-30730-3 “Modificación de la plataforma de acceso de equipos a contención”, tras la aplicación de la Instrucción IS-21 concluyeron que no era necesario realizar evaluación de seguridad ni, por tanto, emitir solicitud de autorización de puesta en servicio de la modificación

La evaluación del CSN ha revisado los análisis previos de estas dos modificaciones, cuyas conclusiones están basadas en el estudio de movimiento de cargas pesadas (PCD V-30730-2)

y en el cálculo de esfuerzos de la plataforma de acceso de equipos de contención modificada (PCD V-30730-3), y ha considerado aceptable no realizar la evaluación de seguridad para ninguna de estas dos modificaciones.

Evaluación de los cambios propuestos al ES derivados de la modificación PCD V-30730-1:
Propuesta de cambio V/L 479, revisión 0

Los cambios de la propuesta V/L 479, revisión 0, para el Estudio de Seguridad, se derivan de la modificación de diseño PCD V-30730-1, consistente en la actualización de una serie de figuras, tablas y texto donde se actualiza la edición del código ASME utilizado, programas de diseño y los nuevos materiales y componentes añadidos como consecuencia del cambio de tapa.

La evaluación del CSN ha verificado que los cambios propuestos en la V/L749 son coherentes con la modificación de diseño V-30730-1 y con lo reflejado en la documentación revisada en la evaluación del diseño mecánico y estructural llevada a cabo por el CSN, por lo que se considera aceptable esta propuesta de cambio del ES.

➤ ***Desde el punto de vista de la protección radiológica operacional (PRO)***

Evaluación de la modificación de diseño de referencia PCD V-30730-A

En esta evaluación del CSN se ha valorado el análisis previo de seguridad de la propuesta de cambio de diseño de referencia PCD V-30730-A, consistente en la apertura de un hueco en el muro R1 del edificio de solidificación y almacén de desechos de la central, que se tapará con bloques de hormigón desmontables de espesor equivalente al muro que reemplazan y una chapa de acero por la parte exterior, y un hueco en el muro de separación de la sala de almacenamiento del tapa actual y la sala de medición y embidonado en el que se ha instalado un muro (laberinto de hormigón) enfrentado a dicho hueco.

Dicho análisis concluye que la modificación de diseño no requiere evaluación de seguridad por parte del titular ni, por tanto, aprobación por parte de la Administración en los términos que se establecen en la instrucción IS-21 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.

La evaluación del CSN, tras la revisión del análisis previo mencionado, considera que la argumentación utilizada por el titular para concluir que no requiere evaluación de seguridad es aceptable al estar de acuerdo en que el edificio de solidificación y almacenamiento no es un recinto relacionado con la seguridad, que la modificación no afecta a equipos de categoría sísmica 1 y que la integridad estructural de dicho edificio no se ve alterada con esta modificación.

Evaluación de los cambios propuestos al ES derivados de la modificación PCD V-30730-A:
Propuesta de cambio V/L 417, revisión 0

Los cambios de la propuesta V/L 417, revisión 0, para el Estudio de Seguridad, se derivan de la modificación de diseño PCD V-30730-A, y se refieren a su uso como almacén de residuos

no compactables (tapa de la vasija y contenedores de CRDMs), reduciendo su capacidad de 10000 bidones a 8500, así como al hueco practicado en el muro de separación entre la zona de almacenamiento de la tapa de vasija actual y la sala de medición y embidonado que, en combinación con el muro de hormigón instalado, sirve de laberinto con la finalidad de reducir la exposición de los trabajadores a la radiación directa y dispersa.

La evaluación del CSN ha verificado que dichos cambios están justificados por un estudio de blindaje (tanto del muro R1 como del laberinto) que será requerido al titular mediante la carta de la DSN de referencia CSN-DSN-VA2-15-19 mencionada en el apartado de evaluación de este informe sobre los aspectos de la protección radiológica ocupacional.

Asimismo, la evaluación del CSN ha valorado los cambios que incorpora la propuesta de cambio **V/L 417, revisión 0**, al ES, en la que se modifican los planos del edificio de solidificación y almacenamiento de desechos de la central como consecuencia de la modificación de referencia PCD V-30730-A y los ha considerado aceptables al ser coherentes con el diseño de dicha modificación.

➤ ***Desde el punto de vista de la gestión de residuos radiactivos.***

Evaluación de los cambios propuestos al ES derivados de la modificación PCD V-30730-A.
Propuesta de cambio **V/L 417, revisión 0**.

El CSN ha evaluado los cambios propuestos para el ES que incorpora la propuesta de cambio **V/L 417, revisión 0**, relacionados con la gestión de residuos y concluyó que dichos cambios son coherentes con el plan de gestión de residuos de la central, si bien debían revisarse determinadas figuras de las secciones 1.2. y 12.3 relativas al edificio de solidificación y almacén de desechos, para subsanar algunas contradicciones identificadas durante esta evaluación, en lo relativo a la clasificación del recinto que tiene que albergar la tapa de la vasija original de forma indefinida.

Adicionalmente, la evaluación ha analizado los cambios incluidos en la carta referencia CNV-L-CSN-6151 antes mencionada, y ha concluido que son acordes con el plan de gestión de residuos radiactivos de C. N-. Vandellós II, y por tanto aceptables. Como resultado de dichos cambios se modifica, en las figuras afectadas, la clasificación de la zona donde se almacenará la tapa de la vasija del reactor original a zona clasificada como de “media y baja actividad”.

➤ ***Otras modificaciones de la propuesta de cambio V/L 417, revisión 0, al ES***

En la propuesta de cambio V/L 417, revisión 0, al ES se incorpora en la “Hoja 9.5.8-2.14-1” “Análisis de riesgo de incendio el edificio de solidificación y almacenamiento de desechos de la central”, un cambio consistente en instalar una puerta resistente al fuego de 2 horas en el hueco entre el recinto de almacenamiento de la tapa actual y la sala de medición y embidonado. Este cambio se deriva de la modificación de diseño PCD V-30730-A ya mencionada.

Posteriormente, como consecuencia de la evaluación del CSN, en la carta de referencia CNV-L-CSN-6151 ya citada, se anula la “Hoja 9.5.8-2.14-1” al haber verificado el titular que la puerta para acceder al recinto K-3-11, donde se almacenará la tapa de la vasija, desde el recinto K-3-14, no tiene requisitos de resistencia al fuego según el apartado 3.2.3 de la Instrucción IS-30 “Requisitos de PCI” revisión 1, puesto que ambos recintos forman parte de la misma área de fuego R-1, no existiendo en ninguno de ellos ni equipos importantes para la seguridad ni cargas de fuego reseñables.

El apartado 3.2.3 de la de la IS-30, revisión 1, de 21 de febrero de 2013, actualmente en vigor establece lo siguiente:

“Los edificios que contengan equipos y/o conducciones de cables importantes para la seguridad deberán estar diseñados como resistentes al fuego, subdivididos en áreas de fuego de modo que los equipos y/o conducciones redundantes de cables importantes para la seguridad queden separados entre sí por barreras resistentes al fuego de, al menos, tres horas./...”.

La evaluación del CSN ha valorado la modificación relativa a la PCI del edificio de solidificación respecto del cambio inicialmente a propuesto, y concluye que dicha modificación es compatible con el apartado 3.2.3 de la IS-30 antes mencionada, puesto que al pertenecer los dos recintos mencionados a la misma área de fuego (área R1) todos los equipos que albergan en su interior están protegidos, respecto de las otras áreas de fuego del edificio, con barreras físicas resistentes al fuego de, al menos, 3 horas.

Por consiguiente, la evaluación del CSN considera que el cambio relativo a la PCI del edificio de solidificación de la carta CNV-L-CSN-6151 es aceptable

Modificaciones del Plan de Gestión de Residuos. Propuesta de cambio PG-005 revisión 1.

En la evaluación realizada por el CSN se ha valorado la validez de los cambios incluidos en la propuesta se cambio del PGRR PC-005, revisión 1, y de los cambios adicionales respecto de las modificaciones que incorpora la citada propuesta, incluidos por el titular en la carta de referencia CNV-L-CSN-6151 mencionada al principio de este informe, en respuesta a la valoración del CSN.

La evaluación de los cambios de la propuesta PC-005 mencionada, concluyó con la necesidad de revisar determinados aspectos de la propuesta relacionados con la gestión de residuos (tapa de vasija original y componentes a sustituir) para que quedaran adaptados adecuadamente al plan de gestión de residuos radiactivos de la central. Estos aspectos tienen relación con la clasificación de la tapa de vasija original de la central como residuo radiactivo, con la modalidad de gestión de los residuos generados considerados como relevantes, con la selección de las líneas de gestión de los residuos generados por la modificación y las razones por las que se pospone la gestión de la tapa de la vasija original al final de la vida útil de la central (plazo superior a 5 años).

Al respecto, el CSN ha valorado los cambios adicionales incluidos en la carta de referencia CNV-L-CSN-6151 antes mencionada, y ha concluido que son acordes con el plan de gestión de residuos radiactivos de C. N. Vandellós II, y por tanto aceptables. Como resultado de dichos cambios, el titular ha revisado los aspectos de la propuesta de cambio PC-005, revisión 1, antes mencionados, de la forma indicada en las conclusiones de la evaluación del CSN. En particular, cabe destacar la modificación de la clasificación de la tapa de la vasija original como residuo radiactivo en la “Ficha del PGRR” correspondiente a **“Tapa de vasija y CRDMs”**, para especificar en ella que se considera un residuo relevante de “baja y media actividad”, y la justificación del titular para posponer la gestión de la tapa de la vasija original hasta el final de vida útil de la central en base a que así ha quedado recogido en el Apéndice “J” del “Contrato” con ENRESA, para la gestión de los residuos radiactivos generados en la operación de C. N. Vandellós II y para su desmantelamiento.

3.3 Hallazgos: No

3.4 Discrepancias respecto de lo solicitado: No.

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

La nueva tapa la tapa de la vasija del reactor tiene un mejor comportamiento de sus materiales frente a fenómenos degradatorios que la tapa original, y presenta mejoras en otros aspectos relacionados con seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación, y cumple con la normativa y criterios de aceptación aplicables utilizados en las evaluaciones realizadas, por lo que esta modificación de diseño de la central se considera aceptable.

Asimismo, las propuestas de cambio de referencias V/L 749, revisión 0, y V/L 417, revisión 0, del Estudio de Seguridad, derivadas de las modificaciones de diseño asociadas al proyecto de sustitución de la tapa original de la vasija del reactor, son coherentes con los propios aspectos relacionados con la sustitución de dicha tapa, por lo que se consideran igualmente aceptables, con las modificaciones incluidas en el Anexo a la carta de referencia CNV-L-CSN-6151 “Envío de hojas modificadas. Evaluación de la solicitud de autorización para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor”, que contiene los cambios adicionales del ES, aceptados en las evaluaciones realizadas.

Adicionalmente, la propuesta de cambio PC-005, revisión 1, del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos, presentada por el titular para su apreciación favorable por el CSN; motivada por el almacenamiento de la tapa original y por la modificación de estructuras interiores y exteriores del edificio de solidificación de desechos radiactivos de la central, es consistente con el programa de gestión de residuos propuesto para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, por lo que también resulta aceptable, con las modificaciones incluidas en el Anexo a la carta de referencia CNV-L-CSN-6151 “Envío de hojas modificadas. Evaluación de la solicitud de autorización para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor”, que contiene cambios adicionales del PGRR, aceptados en las evaluaciones realizadas.

Por otra parte, se ha determinado la necesidad de solicitar información relacionada con la protección radiológica operacional correspondiente a determinadas actividades de la sustitución de la tapa de la vasija del reactor. Esta información no ha sido considerada crítica para la autorización de esta modificación ni para la de los documentos de explotación antes mencionados. La información aludida ha sido incluida en la carta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear de referencia CSN/C/DSN/VA2/15/19, en donde se ha fijado el plazo para el envío de los distintos paquetes de información, tras la recepción de la carta por el titular.

En el Anexo I se incluye el informe favorable para la autorización de la modificación por la que se sustituye la tapa de la vasija del reactor y de las propuestas de cambio del ES asociadas a esta modificación.

En el Anexo II se incluye la apreciación favorable a la propuesta de cambio PC-005, revisión 1, del PGRR asociada a la sustitución de la tapa de la vasija del reactor.

En el Anexo III se incluye la carta de la DSN de referencia CSN/C/DSN/VA2/15/19 solicitando información sobre determinados aspectos de la protección radiológica operacional asociados a la sustitución de la tapa de la vasija del reactor.

4.1 Aceptación de lo solicitado: Sí.

4.2 Requerimientos del CSN: No.

4.3 Recomendaciones del CSN: No.

4.4 Compromisos del Titular: No.

4.5 Hallazgos: No.