1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

Central Nuclear de Almaraz

1.2. Asunto

Solicitud de aumento de potencia del 8% en ambas unidades.

1.3. Documentos aportados por el solicitante

Con fecha 12 de noviembre de 2008, procedente de la Dirección General de Política Energética y de Minas del Ministerio de Economía, se recibió en el CSN, con su escrito de fecha 4 de noviembre de 2009 en carta ATA-MIE-004561 (n° de registro de entrada 21586*),* la revisión de la documentación presentada en apoyo de la solicitud, presentada por el titular de C.N. Almaraz (CNA), de autorización del aumento de potencia de un 8% sobre la potencia térmica autorizada, hasta los 2.947 MWt, de acuerdo con lo establecido en el artículo 25 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR).

La solicitud viene acompañada, de acuerdo con el artículo 26 del RINR de las revisiones de los documentos soporte: "Descripción técnica de la modificación"; "Informe de Licenciamiento"; "Análisis de seguridad"; "Informe de la Propuesta de Modificaciones del Estudio Final de Seguridad; "Propuesta de Cambio a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento", así como la "Identificación de las pruebas previas al reinicio de la explotación".

En el curso de la evaluación el CSN ha solicitado a CNA una revisión de las propuestas de cambio al Estudio Final de Seguridad y a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Con fecha 27 de octubre de 2009, procedente de la Dirección General de Política Energética y de Minas del Ministerio de Economía, se recibió en el CSN, con su escrito de fecha 22 de octubre de 2009 en carta ATA-MIE-005132 (n° de registro de entrada 20013*),* la revisión 1 de las propuesta de cambio del Estudio de Seguridad y de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento asociadas a la solicitud de autorización del aumento de potencia de un 8% sobre la potencia térmica autorizada, hasta los 2.947 MWt

La nueva instancia presentada por CNA, en carta ATA-MIE-005132, incluye la propuesta revisada de cambios al Estudio de Seguridad, así como la revisión 1 de la PME-1-08/007 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Estas propuestas sustituyen y anulan las anteriores incluidas en la instancia de referencia ATA-MIE-004561.

1.4. Documentos de licencia afectados

Se ven afectados el Estudio de Seguridad (ES) y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF)

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA

2.1.-Razones, descripción y antecedentes de la solicitud

Por Orden Ministerial de 8 de Junio de 2000 se otorgó la Autorización de Explotación de Central Nuclear de Almaraz en vigor, Unidades I y II, por un período de validez de diez años, con una potencia térmica autorizada de 2686 MWt, igual a la concedida en sus inicios el 13/10/80 y 15/6/83 para las unidades I y II respectivamente.

Por sendas Resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 23 de Octubre de 2003, para la Unidad 1 y de l0 de Diciembre de 2003 para la Unidad 2, se autorizó a Central Nuclear de Almaraz para aumentar un 1.6% la potencia térmica nominal, hasta los 2.729 MWt, en base a la instalación de un equipo más preciso para la medida de caudal de agua de alimentación que permitió reducir la incertidumbre en la determinación calorimétrica de la potencia del 2% tradicional al 0,4%, lo que posibilitó incrementar la potencia nuclear en 1,6%.

Ahora, C.N. Almaraz, en adelante CNA, ha solicitado licenciar un aumento de potencia hasta una potencia térmica del reactor de 2.947 MWt, lo que representa un incremento de casi el 10% (9,73%) de la potencia inicial de la planta (2.686 MWt) y de un 8% sobre la potencia actual licenciada de 2.729 MWt, obtenida tras el miniaumento de potencia realizado en 2003.

Con el fin de determinar la capacidad de aumento de potencia que tienen las dos unidades de C.N. Almaraz, ha realizado diversos estudios y análisis de viabilidad, en los que han participado diferentes empresas de apoyo (Westinghouse, Empresarios Agrupados, ENUSA, etc.).

Estos estudios tienen como finalidad determinar la capacidad de los sistemas y componentes de la Planta para funcionar a las nuevas condiciones operativas impuestas, así como el alcance de los estudios y análisis de accidentes que debían revisarse, teniendo en cuenta los nuevos parámetros de operación Como consecuencia de estos estudios se han identificado una serie de componentes que requieren modificaciones y/o sustituciones.

Para poder realizar el aumento de potencia, CNA ha establecido un programa para la sustitución de componentes y la realización de la revisión de los análisis de accidentes y estudios de ingeniería para soportar las nuevas condiciones operativas. Todas estas actividades se gestionan dentro del Proyecto de Aumento de Potencia.

En la definición del contenido del "Informe de Licenciamiento TE-08/001" (IL) ha tenido en cuenta el documento de la US Nuclear Regulatory Commission NRC-RS-001 Rev. 0 "Review Standard for Extended Power Uprates", diciembre 2003. Esta Guía facilita el proceso de revisión de los proyectos de aumento de potencia de las plantas americanas por encima del 7% (Extended Power Uprates) y está ampliamente utilizada en las centrales americanas.

El "Informe de Licenciamiento TE-08/001" se apoya en los documentos preparados por las organizaciones participantes en el Proyecto, referenciados a lo largo del documento y constituye el análisis de seguridad del proyecto de aumento de potencia.

La gestión global del proyecto es responsabilidad de CNAT, para lo cual ha creado el proyecto de aumento de potencia, dirigido por un ingeniero de la dirección de Servicios técnicos de CNAT e integrado por personas de diferentes especialidades de CNAT .

Adicionalmente, este grupo controla las actividades de las distintas organizaciones externas que intervienen en el Proyecto (Westinghouse, ENUSA, Empresarios Agrupados, Areva, Siemens, Tecnatom, etc.), resolviendo la interrelación entre ellas y con la planta.

Se ha establecido un Plan de Calidad específico en el que se definen los aspectos del Programa de Garantía de Calidad de la C.N. Almaraz aplicables al Proyecto de aumento de potencia.

CNA establece como objetivo implantar el aumento de potencia en la Unidad 1 en la recarga de noviembre de 2009 y en la Unidad 2 en la recarga de octubre de 2010.

2.2.-Descripción de las modificaciones

Para llevar a cabo el aumento de potencia, CNA ha sustituido y añadido diferentes equipos y componentes. A continuación se relacionan las modificaciones más importantes:

Turbina de alta presión
La turbina actual se modifica en su etapa de alta presión de manera que permita un mayor paso de caudal de vapor.

Bombas de condensado y de drenaje de calentadores.
A la nueva potencia el caudal de agua de alimentación a los generadores de vapor es mayor. Debido a ello aumentan las pérdidas de carga en la cadena de condensado, drenaje de calentadores y agua de alimentación.

Para mantener las bombas de agua de alimentación girando a las mismas revoluciones que a la potencia actual se sustituyen las bombas de condensado y las de drenaje de calentadores por otras de mayor potencia.

Alternador y equipos asociados- Excitatriz
Se sustituye el alternador por otro de mayor capacidad.

Además del alternador se sustituyen diferentes equipos asociados al mismo como:

- Enfriadores de hidrógeno
- Conjunto de refrigeración del agua del estator (enfriadores, bombas, filtros y componentes).
- Enfriadores de barras de fase aislada.
- Enfriadores del aceite de sellado.
- Enfriadores de la excitatriz.

En todos estos enfriadores la carga térmica a disipar aumenta apreciablemente.

Torres de refrigeración adicionales para el sistema de refrigeración de turbina (TCA) del sistema de refrigeración auxiliar de la planta de enfriamiento de turbina (TC) y un nuevo sistema TCB, que también es de refrigeración auxiliar del TC.

Se añadirán 3 nuevas torres por Unidad, sobre la 5 existentes actualmente, al sistema TCA y se implantará por Unidad un nuevo sistema TCB, con 2 bombas del 100% cada una, 3 torres de refrigeración y las tuberías, válvulas e instrumentación correspondiente. En total habrá 11 torres por Unidad.

La ampliación del TCA y el nuevo sistema TCB son necesarios para hacer frente a la mayor carga térmica a disipar en el alternador.

Nuevo tanque de agua de aporte y bombas.
Para suministrar el agua de aporte a las nuevas torres de refrigeración y también a las existentes del sistema TCA, se añadirá un nuevo tanque de agua de aporte y 2 bombas del 100% cada una. Además este tanque permitirá la alimentación por gravedad, en caso de pérdida de la alimentación eléctrica de las bombas.

Alimentaciones eléctricas a las nuevas torres de refrigeración y bombas del TCB.
Se instalará una caseta eléctrica que albergará los equipos de alimentación a las torres del TC y bombas del TCB y se modificarán las cabinas de 6,3 kV de Tratamiento de Condensado.

Modificaciones y cambio de válvulas.
Se modifican las válvulas de seguridad del presionador, eliminando el actual sello de agua, instalando una línea de drenaje continuo y se cambiarán las válvulas del sistema de drenaje de calentadores cuyo Cv, coeficiente del flujo de la válvula, sea insuficiente para las nuevas condiciones de aumento de potencia.

Otras modificaciones
Aunque no sean requeridas por el aumento de potencia, hay otras 2 modificaciones que se han realizado o se van a realizar para mejora de la planta. Una de ellas, ya llevada a cabo en ambas Unidades, es el cambio de los MSR (separadores de humedad-recalentadores) para aumentar el rendimiento del ciclo y otra es el cambio del control de nivel actual de los calentadores y tanques de drenaje de los MSR por otro digital para mejorar la respuesta de estos equipos frente a transitorios.

Además de las modificaciones físicas descritas, el titular ha realizado un reanálisis completo de los accidentes base de diseño en que interviene la potencia nuclear, la mayor parte de los incluidos en el capítulo 15 del ES. En el apartado siguiente de este informe se evalúan dichos reanálisis.

3.- EVALUACIÓN

Para evaluar la solicitud de autorización de aumento de potencia, el CSN elaboró la "Guía de Licenciamiento y evaluación del Proyecto de aumento de potencia de C.N. Almaraz" (referencia CSN/GEL/CNALM/ALO/0902/01). Esta Guía está basada en la utilizada por la US NRC "Review Standard for Extended Power Uprates", referencia NRC-RS-001, Rev. 0, de diciembre 2003 y tiene por objeto definir los procesos de licenciamiento y evaluación de la solicitud, definir su y establecer las tareas a realizar por las áreas evaluadoras de cada una de las direcciones técnicas y las fechas límite para la finalización de estas tareas. Para cada uno de los temas a evaluar se indican los documentos que deben utilizarse como referencia y define el alcance de la revisión.

De acuerdo con dicha Guía, la evaluación se ha estructurado en 15 capítulos, o materias, donde se evalúan todos los aspectos de C.N. Almaraz afectados por el aumento de potencia; adicionalmente se incluyen otros dos capítulos dedicados a ETF y ES, según el siguiente esquema:

- Plan de Calidad
- Definición de parámetros de diseño del NSSS ("Nuclear Steam Supply System")
- Análisis y evaluaciones relacionados con el accidente de pérdida de refrigerante (LOCA)
- Descargas de masa y energía en caso de rotura de tubería de vapor principal (MSLB)

- Evaluación de la respuesta de contención (presión, temperatura)
- Análisis de accidentes no-LOCA
- Análisis radiológicos.
- Evaluación del combustible
- Evaluación de sistemas del NSSS
- Datos de sistemas para evaluación de componentes
- Evaluación de componentes del NSSS
- Análisis del BOP ("Balance of Plant")
- Evaluación de sistemas eléctricos
- Evaluación de sistemas de instrumentación y control
- Temas genéricos
- Cambios a las Especificaciones de Funcionamiento
- Cambios al Estudio de Seguridad

Referencia y título de los informes de evaluación

1. CSN/IEV/AEIR/AL0/0909/699: "Aumento de potencia de C.N. Almaraz: Evaluación de los Análisis de consecuencias radiológicas derivadas de la operación normal".

2. CSN/IEV/AEIR/AL0/0909/697: "Aumento de potencia de C.N. Almaraz: Evaluación de las consecuencias radiológicas de los accidentes Base de Diseño".

3. CSN/NET/APFU/AL0/0910/812: "Evaluación de los aspectos de Factores Humanos en el proyecto de aumento de potencia de CNA".

4. CSN/NET/APFU/AL0/0910/811: "Evaluación del Capítulo 15.12 (Evaluación del riesgo) del informe de licenciamiento del proyecto de aumento de potencia de la Central Nuclear Almaraz Unidades 1 y 2".

5. CSN/IEV/APRT/AL0/0909/700: "Proyecto de aumento de potencia de CN. Almaraz. Evaluación de la protección frente a las radiaciones".

6. CSN/NET/ARBM/AL0/0909/809: "Evaluación del Proyecto de aumento de potencia de CN Almaraz desde el punto de vista de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad".

7. CSN/NET/CITI/AL0/0907/803 y STN/CITI/NET/36/09: "Revisión de la información meteorológica del aumento de potencia de C.N. Almaraz".

8. CSN/IEV/GACA/AL0/0908/692: "Evaluación del Plan de Calidad de CN Almaraz para el proyecto de aumento de potencia".

9. CSN/IEV/IMES/AL0/0907/689: "Aumento de potencia de C.N. Almaraz. Informe de Evaluación de las nuevas curvas límite presión temperatura (P-T): Unidad 1".

10. CSN/NET/IMES/AL2/0909/808: "Cumplimiento con los requisitos impuestos a la finalización de la ejecución del Weld Overlay en las toberas del presionador de C.N. Almaraz 2".

11. CSN/IEV/IMES/AL0/0909/695: "Aumento de potencia de C.N. Almaraz (Unidades 1 y 2): Informe de evaluación de los aspectos mecánicos y estructurales.

12. CSN/NET/IMES/AL0/0910/815: "Evaluación de la solicitud del aumento de potencia al 108% solicitado por CN Almaraz I y II. Incidencia en el Programa de Calificación Ambiental de Equipos, Código S.02.10.02.01.01".

13. CSN/NET/INEI/AL0/0910/816: "Evaluación de la propuesta de modificación del ES de CN. Almaraz como consecuencia del aumento de potencia.

14. CSN/IEV/INEI/AL0/0910/702: "Informe de evaluación de la compatibilidad de los sistemas eléctrico y de I&C con el aumento de potencia de C.N. Almaraz, y de las correspondientes propuestas de revisiones de las E.T.F.'s (Capítulo 2.2) y del E.F.S. (Capítulos 7 y 8).

15. CSN/IEV/INNU/AL0/0909/698: "Informe de evaluación de los análisis de pequeñas roturas, wenx/08/13 revisión 0, presentados por CN Almaraz para justificar el aumento de potencia del 8 %".

16. CSN/IEV/INNU/AL0/0910/705: "Evaluación del análisis de loca grande para el aumento de potencia de CN Almaraz con la Metodología Astrum".

17. CSN/IEV/INNU/AL0/0910/706: "Informe de evaluación de la subida de potencia en C.N. Almaraz".

18. CSN/IEV/ISAM/AL0/0910/703: "Evaluación del proyecto de aumento de potencia en C.N. Almaraz en los aspectos relativos a los sistemas de ventilación".

19. CSN/NET/ISAM/AL0/0909/806: "Evaluación del impacto del aumento de potencia en el sistema de protección contra incendios. C.N. Almaraz".

20. CSN/IEV/ISAM/AL0/0909/693: "Evaluación de la solicitud de autorización del aumento de potencia de C.N. Almaraz (APE-108) en relación con los sistemas de agua de refrigeración".

21. CSN/NET/ISAM/AL0/0910/814: "Evaluación de los pendientes relacionados con el proyecto de aumento de potencia de C.N. Almaraz en los temas relativos a la ventilación".

22. CSN/IEV/ISAM/AL0/0909/693 (Rev.1): "Evaluación de la solicitud de autorización del aumento de potencia de C.N. Almaraz (APE-108) en relación con los sistemas de agua de refrigeración".

23. CSN/IEV/SINU/AL0/0908/691: "CN. Almaraz. Evaluación de la propuesta de aumento de potencia (108 %): Aspectos diversos del alcance de SINU.

24. CSN/IEV/SINU/AL0/0910/709: "CN. Almaraz. Evaluación de la propuesta de aumento de potencia (108 %). Sistema de agua de alimentación auxiliar. Tanques de agua de alimentación auxiliar y de condensado.

25. CSN/IEV/SINU/AL0/0905/681: "CN Almaraz. Proyecto de aumento de potencia. Evaluación de la solicitud de aprobación del punto 14.4 del Informe de Licenciamiento TE-08/001 sobre capacidad de parada segura.

26. CSN/IEV/SINU/AL0/0910/707: "CN. Almaraz. Evaluación de la propuesta de aumento de potencia (108%): Sistemas de agua de alimentación y condensado, extracción de vapor/drenaje de calentadores y drenajes de equipos y suelos".

27. CSN/IEV/SINU/AL0/0910/708: "Aumento de potencia (8%) de C.N. Almaraz I y II: Compatibilidad de sistemas e inputs de los análisis de accidentes".

28. CSN/IEV/SINU/AL0/0908/693: "CN. Almaraz. Evaluación de temas relativos a la contención de la propuesta de aumento de potencia. Capítulos 3, 4 y 5 del informe de licenciamiento".

29. CSN/GEL/CNALM/AL0/0902/01: "Guía de licenciamiento y evaluación del proyecto de aumento de potencia de la Central Nuclear de Almaraz I y II.

30. MFB/09/10: "C.N. Almaraz. Aumento de potencia. Calificación sísmica y dinámica de equipos mecánicos y eléctricos"

3.1. Plan de Calidad

Para el Proyecto de Aumento de Potencia, CNA ha elaborado un Plan de Calidad que tiene por objeto definir los aspectos del Programa de Garantía de Calidad de la Central Nuclear de Almaraz, aplicables específicamente al proyecto de aumento de potencia..

Las demás organizaciones participantes (Westinghouse, ENUSA, Empresarios Agrupados, Areva, Siemens, Tecnatom, etc.) tienen, a su vez, establecidos Programas de Garantía de Calidad propios, con el alcance adecuado a sus actividades, que han sido revisados y aprobados por C.N. Almaraz y, en su mayoría, son los que vienen aplicando en otros proyectos y actividades de C.N. Almaraz en los que han participado.

La evaluación realizada por el CSN sigue el orden establecido en el Plan de Calidad que ha remitido CN Almaraz, que se centra principalmente en la descripción de los trabajos y en la asignación y control de estos trabajos a contratistas y empresas de servicios. . El Plan de Calidad presentado por CNA se refiere tanto a las actividades de control y verificación de los análisis de accidentes y estudios realizados por las ingenierías, como al diseño, fabricación de equipos y el montaje o ejecución en planta. Los principales suministradores son Westinghouse, Enusa, Empresarios Agrupados, Areva y Siemens.

Tanto para equipos como servicios en cada pedido o contrato adjudicado se incluyen los requisitos de calidad aplicables y la documentación requerida.

Existen requisitos de Garantía de Calidad tanto en los pedidos de equipos como de servicios.
Se especifica que antes del comienzo de la fabricación de cualquier equipo, el suministrador deberá haber obtenido la aprobación por CC.NN Almaraz-Trillo de sus documentos solicitados contractualmente.

Los tipos de servicios engloban servicios de ingeniería, de asesoría, de desarrollo, modificación o actualizan de aplicaciones informáticas necesarias, de inspección, ensayos no destructivos y ensayos en laboratorios.

Todos los suministradores de algún pedido serán evaluados por Garantía y Gestión de calidad de la central y las empresas subcontratadas por los suministradores principales serán evaluados por éstos.

La fabricación se realizará de acuerdo a pedido y según los planes de calidad específicos de cada fabricante según los puntos de inspección (PPI) aprobados por la sección de Validación e Inspección.

Para la supervisión del montaje de los equipos, aquellas actividades que no estén reguladas por ningún PPI, se seguirán los criterios generales aplicables en la central y en las que estén reguladas por PPI se supervisarán de acuerdo a este documento.

Tras la evaluación realizada se considera que el Plan de Calidad de CNA para este proyecto es globalmente correcto, pero con el objeto de que este refleje la realidad del Proyecto, queden documentados de la forma más adecuada posible los aspectos del Proyecto que permiten asegurar su trazabilidad y quede justificada de la forma mas adecuada la homologación de los suministradores, es necesario solicitarle lo siguiente:

- Elaborar una revisión final del Plan de Calidad identificando los procedimientos específicos aplicables a las actividades de control y verificación que están dentro de su alcance. Si para alguna actividad particular no existiera un procedimiento especifico, describir las actividades de control y verificación previstas.
- En las próximas auditorias de rehomologación de EE.AA y AREVA, la evaluación se realizara respecto a la norma UNE 73 401 y se dejará constancia del alcance de las comprobaciones realizadas para su homologaci6n. En las homologaciones de suministradores se incidirá en la verificación de la cualificación y formación del personal.
- Se elaborara una Master List única de datos de partida del proyecto, controlada y traceable.
- Se elaborara una Master List controlada de documentos generados en el proyecto.
- Elaborar un listado controlado de pendientes del proyecto, incluyendo los derivados de los IR AUR, reflejando su estado y los documentos de cierre.

CNA, en su contestación al Acta de inspección, realizada para efectuar las comprobaciones necesarias sobre el Plan de Calidad, contesta que asume los cinco puntos anteriores y que pondrá en práctica todos los requisitos indicados por el CSN, teniendo dispuesto su total cumplimiento a mediados de enero-2010, lo cual se considera aceptable, pero será comprobado por el CSN en su proceso de supervisión y control.

3.2 Definición de parámetros de diseño del NSSS ("Nuclear Steam Supply System")

A continuación se exponen los principales cambios que supone el aumento de potencia en la definición de parámetros de diseño del NSSS.

Temperaturas del refrigerante del reactor

Tras el aumento de potencia, las Unidades 1 y 2 de CNA funcionarán con una potencia nuclear de 2.947 MWt (potencia del NSSS de 2.956,6 MWt para la Unidad 1 y de 2.955,8 MWt para la Unidad 2).

Se ha mantenido el concepto de ventana de operación, el margen en que puede moverse la temperatura media del circuito primario a plena potencia. La razón de definir una ventana de operación en la temperatura del primario es proporcionar una flexibilidad operativa, que permita mantener la presión del vapor en el valor adecuado para obtener un rendimiento de ciclo óptimo, en función de la evolución del ensuciamiento o el taponamiento de tubos de los generadores de vapor a lo largo del funcionamiento de la central.

La ventana de operación se ha definido manteniendo la temperatura caliente en los actuales 621,4 ºF [327,4 ºC] y la temperatura media oscilará entre los actuales 586,3 ºF [307,9 ºC] y el nuevo valor límite de la ventana de 582,0 ºF [305,6 ºC], es decir 2.3 º C.

Caudal del refrigerante del reactor y taponamiento de tubos

Los valores actuales de caudal de diseño térmico y de caudal mínimo medido son 93000 gpm/lazo [21120 m3/h] y 94700 gpm/lazo [21506 m3/h] respectivamente.

El caudal de diseño térmico y el caudal mínimo medido deben reajustarse a 92500 gpm/lazo [21009 m3/h] y 94300 gpm/lazo [21417 m3/h] respectivamente tras el aumento de potencia. Estos valores se obtienen tras restar a la medida del caudal real del RCS el impacto previsto por la progresiva introducción de combustible con rejillas tipo IFM (mezcladoras de caudal), ya que no ha terminado la transición en curso, y el nivel de taponamiento de tubos de los generadores de vapor, que se ha reducido del 10 al 3%.

Presión y temperatura de vapor

La operación a una potencia más alta requiere un incremento en la tasa de transferencia de calor del generador de vapor, que se obtiene principalmente aumentando el caudal de agua de alimentación y da lugar a una menor presión de vapor del secundario. Como la temperatura media del refrigerante del reactor para un funcionamiento a 2.956,6/2.955,8 MWt es ligeramente menor que para 2.739 MWt, la potencia más alta se obtendrá con una temperatura de vapor más baja. La presión de vapor (presión de saturación a la temperatura del vapor) será, por tanto, menor. Además, la hipótesis del 3% de taponamiento de tubos del generador de vapor también supone una reducción de la presión de vapor, debido al aumento del área de transferencia de calor en los generadores de vapor.

Caudal de vapor y arrastre de humedad

El caudal de vapor en condiciones nominales ha subido con respecto a las condiciones actuales desde 5.45 a 5.91 10E6 Kg/h total. El límite de arrastre de humedad se ha incrementado desde 0,10% máximo hasta el valor proporcionado por el suministrador de los generadores de vapor, 0,15%, para el aumento de potencia del NSSS contemplado en CNA. Asimismo, el nivel de taponamiento de tubos se reduce del 10% al 3%.

Temperatura y caudal de agua de alimentación

Los sistemas de condensado y de agua de alimentación principal comprenden la parte del ciclo secundario desde la salida de los pozos de condensado hasta la entrada a los generadores de vapor. La temperatura nominal de agua de alimentación, actualmente 440,4 ºF [226,9 ºC] se ha establecido, redondeando, en 441,0 ºF [227,2 ºC].

El aumento de potencia nuclear requiere un incremento en la transferencia de calor del generador de vapor. Este incremento se va a producir, entre otras cosas, aumentando la presión de aspiración y el caudal aportado por las bombas de agua de alimentación principal (FW). El incremento de caudal de las bombas de FW es de un 9,5%.

Lo anterior se consigue mediante la sustitución de las bombas de condensado (CD) y de las de drenaje de calentadores (HD).

3.3. Análisis y evaluaciones relacionados con el accidente de pérdida de refrigerante (LOCA)

3.3.1 Análisis del LOCA grande (LBLOCA)

Se han revisado los inputs empleados en los análisis, así como la verificación del cumplimiento con el criterio 10CFR50.46(b)(5) para garantizar la refrigeración a largo plazo con el suministro continuado de refrigerante al núcleo.

Se ha revisado la coherencia de los datos considerados en el análisis, que se recogen en la tabla 3.2-1 del IL, con la tabla 15.4.1 del ES y con las ETF, cuando procede, para todo el rango de valores analíticos referidos a la presión del presionador, presión de los acumuladores, caudal de Inyección de Seguridad (IS), retardo considerado para la actuación de la IS, las condiciones de contención consideradas (temperatura y presión).

En todos los casos analizados se encuentran razonablemente justificados los inputs considerados por el titular, sin perjuicio de la reducción de márgenes que conllevan. Si bien resulta una pérdida de conservadurismo y la consiguiente reducción de márgenes, se considera que no se ve impactado el cumplimiento con el criterio 10CFR50.46(b)(5) para garantizar la refrigeración a largo plazo.

Se han modificado los inputs del análisis del LOCA grande, conforme a la metodología realista BE-LOCA.

3.3.2 Análisis Best estimate del accidente de pérdida de refrigerante con ASTRUM

El análisis del accidente de rotura grande en el sistema de refrigeración del reactor, con pérdida de refrigerante (LB LOCA), en las condiciones de aumento de potencia, ha sido realizado para las Unidades 1 y 2 utilizando el método estadístico de tratamiento de incertidumbres (ASTRUM, "Automated Statistical Treatment of Uncertainties Method") de Westinghouse, de la metodología "Large Break Best Estimate LOCA", aprobada por la NRC en noviembre de 2004.

La metodología Astrum ya fue informada favorablemente por el CSN en su reunión de 24 de junio de 2009.

Con respecto a la aplicación de la metodología ASTRUM al análisis de LOCA grande de CN Almaraz, se ha llegado a las siguientes conclusiones:

- La aplicación de ASTRUM al análisis de LOCA grande de CN Almaraz incumple las condiciones 3 y 8 impuestas por el CSN sobre dicha metodología. Ello se debe al hecho de haber utilizado en el análisis de LBLOCA unas distribuciones inadecuadas de probabilidad en los análisis, como se explica en los siguientes apartados. Por ello y en ausencia de la adopción de una solución definitiva por parte de CN Almaraz, se estima necesario introducir una penalización en la temperatura pico de vaina (PCT) de licencia de 50 K.

- La distribución de probabilidad que se ha asignado en el análisis al factor de pico de canal caliente F_Q no se considera correcta, porque no permite una exploración adecuada del entorno de su límite de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Sin embargo, la operación en dicho límite se considera suficientemente justificada con cálculos adicionales (que no forman parte de la aplicación de la metodología) presentados por CN Almaraz a solicitud del CSN.

- Tampoco se considera adecuada la distribución de probabilidad asignada en los análisis a la temperatura de inyección de seguridad, porque impide completamente la exploración del entorno de sus dos límites (superior e inferior) de Especificaciones Técnicas. Sin embargo atendiendo a la ausencia de sensibilidad de la PCT a dicho valor de temperatura, se considera que los valores límite de temperatura establecidos en la ETF 3/4.5.5. siguen siendo válidos, por lo que no es necesaria su modificación.

- En sucesivas aplicaciones de ASTRUM se requerirá que las distribuciones de probabilidad postuladas para los parámetros de entrada a los cálculos permitan una exploración adecuada del entorno de los valores límites de ETF, en especial en su zona conservadora.

- En sucesivas aplicaciones de ASTRUM, los datos de incertidumbre de vigilancia que se usen en el proceso de asignación de distribución de probabilidad al factor F_Q , que hasta la fecha se ha aceptado la utilización de datos genéricos dado su mínimo impacto, deberán mantener coherencia con los valores correspondientes en CN Almaraz.

- Se considera adecuada la manera en que se ha calculado el espesor máximo de oxidación de vaina, que incluye el espesor de oxidación previo al LBLOCA

El análisis de LOCA grande presentado para la CN Almaraz, suplementado por los cálculos adicionales citados y por las respuestas a peticiones de información adicional del CSN, se considera válido, y sus resultados cumplen con los criterios de aceptación reguladores. Los valores de diseño derivados del análisis son los siguientes:

Combustible sin gadolinio

Temperatura pico de vaina= 1320 K (incluye una penalización de 50 K)
Espesor máximo de oxidación local producido por el LBLOCA =3.3 %
Espesor máximo de oxidación total = 16.9% (incluye la oxidación previa al LBLOCA)
Máxima generación de hidrógeno producida = 0.37 %

Combustible con gadolinio

Temperatura pico de vaina = 1323 K (incluye una penalización de 50 K)
Espesor máximo de oxidación local producido por el LBLOCA =3.35 %
Espesor máximo de oxidación total = 16.9% (incluye la oxidación previa al LBLOCA)

3.3.3 Análisis del accidente de pérdida de refrigerante por rotura pequeña de acuerdo con el apéndice K del 10 CFR 50 (SB-LOCA)

El análisis trata de comprobar que, para las condiciones de aumento de potencia del 8%, el Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo, proporciona suficiente capacidad de evacuación del calor del núcleo para mantener las temperaturas pico de vaina en valores inferiores al límite de 2200 ºF [1204,4 ºC], la oxidación local máxima inferior al 17%, y la oxidación total del núcleo inferior al 1% exigidos en el 10 CFR 50.46 (b).

Un hecho relevante de evaluaciones anteriores, en centrales españolas, en este tipo de accidente fue la necesidad, identificada por el CSN, de realizar un análisis más detallado del espectro de roturas, con el fin de resolver las dudas sobre si el espectro de roturas utilizado en los análisis era lo suficientemente fino como para localizar adecuadamente el caso con peor temperatura pico de vaina (PCT).

Este hecho fue puesto en conocimiento de la NRC, quien, con motivo de los aumentos de potencia de las plantas y mediante solicitudes de información adicional, presentó a W su preocupación de que el espectro de roturas analizado en el análisis con el código NOTRUMP podía ser demasiado grosero y que se debería considerar un análisis con espectro más fino.

El trabajo realizado por W mostraba que en algunos casos se podrían dar resultados más limitantes que los obtenidos con tamaños de roturas utilizados hasta ahora (con aumentos de unos 85 ºF). W estableció que para plantas que tengan una PCT que supere 1700 ºF, los cálculos del impacto serán parte de los análisis de licencia para informar según 10 CFR 50.46. Este era el caso de CN Almaraz. Así pues, el estudio soporte de la subida de potencia en CN Almaraz ya incorpora el análisis detallado del espectro de roturas.

La metodología usada por W para el análisis de las pequeñas roturas es la que ha venido usando en análisis anteriores y se fundamenta en el uso del código NOTRUMP para roturas menores de un pie cuadrado (0.092 m^2). Con este código se calcula el transitorio de despresurización del RCS y la emisión de masa y energía a través de la rotura.

Se ha procedido a revisar las justificaciones de los cambios en las condiciones iniciales y en los parámetros de entrada de los análisis vigentes, comprobando la reducción del Fq y Tmedia, aumento del nivel de taponamiento de tubos, reducción del caudal inicial del lazo, reducción del tiempo para alcanzar el pleno caudal del agua de alimentación auxiliar y variaciones en el volumen de agua, presión y temperatura en los acumuladores.

De la revisión de los análisis presentados por CN Almaraz, realizados por Westinghouse y ENUSA, para justificar que, tras el aumento de potencia propuesto, los sistemas de la planta son capaces de hacer frente a pequeñas roturas del sistema primario cumpliendo los criterios recogidos en el 10 CFR 50.46, se consideran adecuados dichos análisis.

La metodología de análisis del SBLOCA mantiene los parámetros de entrada conservadores de los análisis en vigor. Sin embargo, la presión y temperatura de los acumuladores se han modificado con respecto al análisis vigente, tomando valores únicos correspondientes, respectivamente, a los valores mínimo y máximo del rango establecido en el análisis BE-LBLOCA.

Como resultado, se comprueba que se reducen los márgenes de conservadurismo, aunque siguen siendo suficientes.

.

Con motivo de la discrepancia surgida sobre el valor de actuación de las válvulas de seguridad del NSSS utilizado como valor analítico en los análisis de accidentes, ver punto 3.6.1 de este informe, el titular ha comunicado que los análisis de rotura pequeña también están afectados por dicha problemática, ya que en el tarado de presión de actuación de las válvulas de seguridad del generador de vapor (sumidero de calor junto con la rotura), sólo se supone un 1% de deriva. Por ello, se están realizando nuevos cálculos soporte, que planean tener disponibles para inspección antes del arranque del próximo ciclo, considerando la deriva del 3% en la presión de tarado de las válvulas de seguridad del presionador y de los generadores de vapor. Una primera estimación, de acuerdo con lo comunicado, supone una penalización en la PCT del orden de 50ºF, asumible dentro del margen disponible.

3.3.4 Descargas de masa y energía en el caso del accidente de pérdida de refrigerante

A continuación se exponen cada una de las consideraciones evaluadas en relación con las descargas de masa y energía en el escenario de LOCA.

3.3.4.1 Descargas de masa y energía a corto plazo por LOCA

Para los análisis de las descargas de masa y energía a corto plazo por LOCA y la consiguiente presurización de los subcompartimentos de las unidades 1 y 2 de C.N. Almaraz, se consideran, de manera conservadora, las siguientes roturas del circuito primario (RCS): (1) rotura circunferencial en la rama fría (rotura en la entrada de la vasija del reactor) con un área de rotura de 100 pulg^2 [645,2 cm^2] [cavidad del reactor]; (2) rotura en doble guillotina en la rama fría con separación de los extremos [compartimento del generador de vapor]; (3) rotura en guillotina de la tubería conectada al presionador [cubículo del presionador].

Los resultados de los análisis realizados indican que las descargas actuales de masa y energía a corto plazo por LOCA definidas en el Estudio de Seguridad de C.N. Almaraz, siguen siendo aplicables (y envolventes) para el funcionamiento de la central en las condiciones del aumento de potencia.

3.3.4.2 Descargas de masa y energía a largo plazo por LOCA

La rotura de cualquiera de las tuberías que transportan agua de refrigeración del reactor presurizada a alta temperatura, denominada accidente de pérdida de refrigerante (LOCA), provocará una descarga de vapor y agua en la contención. Esto, a su vez, aumentará la presión y la temperatura en la contención.

Los parámetros de interés a largo plazo son la presión y la temperatura máximas alcanzadas dentro de la contención.

Para el aumento de potencia se han vuelto a analizar los peores casos (en términos de presión y temperatura pico de la contención) de las bases de licencia actuales, es decir, rotura en guillotina en la aspiración de bomba (DEPSG) con mínimas y máximas salvaguardias, y rotura en guillotina de rama caliente (DEHLG). Los resultados de estos nuevos análisis se han

utilizado como dato de partida para la respuesta de presión y temperatura en la contención con el código GOTHIC.

3.3.5 Refrigeración del núcleo a largo plazo después de un LOCA.

En el informe WENX/08/10 presentado por CNA, se analiza la fenomenología que puede afectar a la refrigeración a largo plazo, siendo la precipitación del ácido bórico si se alcanza su límite de solubilidad el fenómeno más significativo puesto que se puede llegar a depositar en las barras de combustible afectando a la transferencia de calor y también puede llegar a taponar los canales de flujo comprometiendo la refrigeración a largo plazo. El cambio de recirculación de rama fría a rama caliente permite diluir la concentración de boro en la vasija.

La transferencia a rama caliente se inicia cuando la concentración de ácido bórico en la vasija alcanza un porcentaje en peso del 29,27, que es el límite de solubilidad del ácido bórico para condiciones de saturación en condiciones atmosféricas (14,7 psia).
Para los cálculos de precipitación de ácido bórico después de un LOCA por el aumento de potencia se ha utilizado una metodología conservadora para iniciar la transferencia a la recirculación a la rama caliente. Este realineamiento tiene en cuenta los requisitos del 10 CFR 50.46 (b) (4) "Coolable geometry" y del 10 CFR 50.46 (b) (5) "Long term cooling". Esta metodología si bien se considera conservadora, está pendiente de aprobación formal por la NRC.

Los resultados de los análisis realizados por Westinghouse, con esta metodología pendiente de aprobación formal, son: un tiempo de 6 horas para realizar la transferencia a la rama caliente, calculado para una concentración máxima de ácido bórico en el tanque de agua de recarga de 2800 ppm (2600 ppm + 200 de margen).

CNA deberá realizar un seguimiento de la metodología de Westinghouse, en revisión actualmente por la NRC, hasta que se cierre de forma satisfactoria e informar al CSN de la solución finalmente adoptada por Westinghouse aceptada por la NRC. Adicionalmente C.N. Almaraz deberá verificar la coherencia de la redacción de los POE's con los tiempos de recirculación a ramas calientes y nuevamente a ramas frías resultado de los análisis presentados.

En la refrigeración del núcleo a largo plazo, tanto el caudal mínimo requerido como la estrategia de inyección dependen de la ubicación de la rotura: una rotura en rama fría puede estar derramando a su través el agua de inyección y evitar la circulación a través del núcleo, por lo que es necesario cambiar la inyección a la rama caliente para forzar un caudal a través del núcleo y evitar la acumulación del boro seco o diluir el que ya se hubiese depositado. Tras el Aumento de Potencia (APE) se han recalculado los tiempos para iniciar la inyección a la rama caliente, que se ha adelantado de 10h a 6h, y se ha recalculado que la alternancia entre ramas se produzca cada 9 horas.

El caudal mínimo está basado en el *Westinghouse Standard Document for Hot Leg Switchover Time Calculation*, De acuerdo con la referencia WM-ATA-000304 de abril de 2002, las bases del cálculo consideraban una rotura pequeña en rama caliente y que el caudal de recirculación debería compensar el caudal evaporado en el núcleo a la presión más alta posible en el RCS, con un 50% adicional por las dos líneas intactas. Calculado el tiempo de transferencia a las ramas calientes en 10 horas, el caudal mínimo requerido se obtendría multiplicando por 1.5 el caudal de evaporación. Para elaborar el criterio de aceptación teniendo en cuenta que las pruebas se realizan con primario atmosférico, sería preciso extrapolar el caudal mínimo requerido y, además, añadir las incertidumbres de la instrumentación. En la referencia citada se concluye que el caudal total que debía medirse en las

pruebas a través de las líneas de IS es de 80 m^3/h, resultando, con la incertidumbre adicional de 20m^3/h, un criterio de aceptación de 100 m^3/h.

Para el caudal mínimo de alta presión requerido para la recirculación a ramas calientes se han revisado los fundamentos de cálculo y ahora se considera que el escenario más limitante correspondería a una rotura grande en rama fría; por otro lado, también se ha revisado el criterio de compensación de la evaporación en el núcleo, que ha pasado del 50% al 30% y el criterio de aceptación del caudal mínimo de recirculación a las ramas calientes, que pasa de 80 m^3/h a 60 m^3/h.

Se han identificado por parte del titular las modificaciones de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POEs) asociadas a estos cambios. Asimismo, CNA expone que el procedimiento de operación OP-PP-03, por el que se realiza la vigilancia en recarga de los caudales mínimos del sistema de IS, incorpora el criterio de aceptación de 60m^3/h.

Los criterios de aceptación de ETF para los ECCS están basados en el modo inyección y no en los modos de recirculación, por lo que estos permanecen válidos y no se ven impactados por los cambios en los fundamentos de análisis de la refrigeración a largo plazo. Sin embargo, esta información forma parte de las bases de diseño de estos sistemas de seguridad y tiene entidad suficiente para ser recopilada y permitir su traceabilidad por medio de su incorporación al ES.

El titular reflejará toda esta información tanto en el informe de licenciamiento como en el ES, además de corregir los apartados 6.3.2.2.7 y 6.3.2.17 de la propuesta de modificación del ES, en los cuales erróneamente se indica que la alternancia entre ramas se produce cada 5 horas en lugar de cada 9. El compromiso del titular para realizar estas tareas se recoge en la nota de reunión CSN/ART/SINU/AL0/0910/05 enviada en carta ATA-CSN-006696 del 30 de octubre de 2009, con nº de registro 41643.

En conclusión:

- CNA deberá realizar un seguimiento de la metodología de Westinghouse, en revisión actualmente por la NRC, hasta que se cierre de forma satisfactoria, e informar al CSN de la solución finalmente adoptada por Westinghouse aceptada por la NRC.
- C.N. Almaraz deberá verificar la coherencia de la redacción de los POE's con los tiempos de recirculación a ramas calientes y nuevamente a ramas frías resultado de los análisis presentados.
- El titular reflejará toda esta información tanto en el informe de licenciamiento como en el ES, además de corregir los apartados 6.3.2.2.7 y 6.3.2.17 de la propuesta de modificación del ES, en los cuales erróneamente se indica que la alternancia entre ramas se produce cada 5 horas en lugar de cada 9.

3.3.6 Generación y acumulación de hidrógeno después de un LOCA

Después de un LOCA grande, se puede generar hidrógeno mediante cuatro reacciones: (1) la reacción a alta temperatura de las vainas de Zircaloy y el vapor; (2) la radiólisis de la solución acuosa de refrigeración del núcleo; (3) la corrosión de los materiales de construcción de aluminio; y (4) la corrosión de los materiales de zinc.

De estas cuatro fuentes de hidrógeno, sólo la radiólisis de la solución acuosa de refrigeración del núcleo se ve afectada por el aumento de potencia, ya que la generación de hidrógeno a partir de la radiólisis es proporcional a la potencia térmica del reactor.

Por lo tanto, el análisis actual presentado en el apartado 15.4.1.2 del Estudio de Seguridad sigue siendo envolvente de las condiciones del aumento de potencia.

3.4. Descargas de masa y energía en caso de rotura de tubería de vapor principal (MSLB)

La naturaleza cuantitativa de las descargas posteriores a una rotura de tubería de vapor principal depende de la configuración del sistema de vapor y del diseño de la contención, además de las condiciones de funcionamiento de la planta y del tamaño de la rotura.

3.4.1- Descargas de masa y energía en el caso de rotura de tubería de vapor principal dentro de contención

La rotura de una tubería de vapor principal dentro del edificio de contención de las centrales nucleares produciría descargas significativas de fluidos de alta energía en la atmósfera de contención, lo que generaría a su vez unas condiciones de temperatura y presión altas durante largos periodos de tiempo.

En la evaluación de las roturas de las líneas de vapor principal se han considerado dos posibles tipos de rotura de tuberías: rotura en guillotina ("double-ended guillotine ruptura") y rotura longitudinal ("split ruptura").

Los resultados completos de los análisis, en cuanto a masa y energía liberadas, se han utilizado como dato de partida para el análisis de la respuesta de presión y temperatura en contención con el código GOTHIC, que se analiza en el apartado 3.5 de este informe.

La evaluación del CSN concluye que es aceptable el análisis presentado.

3.4.2- Descargas de masa y energía en el caso de rotura de tubería de vapor principal fuera de contención

Las roturas de las tuberías de vapor que se producen fuera de la estructura de contención del reactor pueden suponer descargas significativas de fluido de alta energía en las estructuras que rodean los sistemas de vapor.

Se estudian determinados casos para obtener las condiciones ambientales presentes durante accidentes en cubículos donde se alojan equipos necesarios para que las salvaguardias tecnológicas puedan efectuar su función de seguridad.

La evaluación realizada se centra en los aspectos de la evolución termohidráulica de la descarga. Los cálculos son realizados por Westinghouse, con el código LOFTRAN y de acuerdo con una metodología en la que se tiene en cuenta tanto la presencia de vapor saturado como sobrecalentado, para el caso en que se produzca descubrimiento de tubos generador de vapor del lazo roto.

Los resultados muestran que la descarga de vapor por la grieta máxima estudiada (0,0625 ft^2 [0,006 m^2] al 101% de potencia) son peores que los supuestos en los análisis vigentes, por lo que es necesario proceder a la cualificación ambiental de los equipos situados en los cubículos afectados, principalmente cámara de válvulas, con este nuevo input.

El análisis termohidráulico se considera correcto.

3.5. Evaluación de la respuesta de contención: presión, temperatura

A continuación se exponen las evaluaciones realizadas de presión y temperatura de contención en caso de accidente.

a) Cálculos realizados con el código GOTHIC

La respuesta de la contención ante la descarga de masa y energía en caso de accidentes, LOCA o rotura importante de una tubería del secundario (rotura de la tubería de vapor principal), ha sido analizada con el código GOTHIC.

La evaluación realizada recoge los temas contemplados en los capítulos 3, 4 y 5 del "Informe de Licenciamiento" presentado por CNA en apoyo de su solicitud y tiene relación con el comportamiento de la barrera del recinto de contención.

El alcance abarca los siguientes temas:

- Desarrollo de las metodologías de realización de los análisis de licencia de la contención requeridos en cumplimiento de la normativa.
- Desarrollo, validación, hipótesis, y datos de entrada de los modelos de evaluación con el código Gothic empleados en el cálculo de los valores limitantes de Presión y Temperatura en la contención (Análisis P/T).
- Hipótesis y metodología de los cálculos de liberación de Masa y Energía, relativos a los sistemas nucleares.
- Generación y acumulación de hidrógeno tras un accidente base de diseño.
- Análisis de efectos en compartimentos causados por roturas de tuberías.

El proceso seguido ha sido similar al proceso seguido en otras aplicaciones documentadas y aprobadas por la NRC para reactores de agua a presión (PWR) de EE. UU, donde se ha realizado la migración al uso del código Gothic para aplicaciones de licenciamiento.

La metodología ha sido descrita por los representantes del titular y de Westinghouse en la Inspección de auditoría realizada por el CSN y documentada sucintamente en los documentos WENX aportados por Westinghouse. Esta metodología se encuentra documentada en varios informes WCAP "no públicos y propiedad de Westinghouse" que se examinaron en dicha inspección. La metodología es idéntica a la empleada por Westinghouse en aplicaciones realizadas en centrales PWR de EE. UU. que han incorporado el código Gothic para sus análisis de licencia. Esta metodología deberá ser incorporada en la próxima revisión del ES.

Las conclusiones de la evaluación son las siguientes:

1. En relación con el proceso de análisis de la respuesta de la contención a los accidentes limitantes, se considera que la metodología aplicada por el titular es correcta y consistente con las metodologías aplicadas en otros casos licenciados tanto en EE. UU como en España.
2. Se consideran aceptables y conservadores la metodología, los modelos desarrollados, y los cálculos realizados para la estimación de los picos limitantes de presión y temperatura calculados por Gothic en caso de LOCA y MSLB.

3. CNA deberá describir la metodología GOTHIC empleada en la próxima revisión del ES (apartado 6.2.1).

b) Análisis de compartimentos

1. En relación con el análisis de efectos de las roturas de tuberías en compartimentos de la contención, que figura en el apartado 6.2.1.3.8 del ES, se ha identificado que CNA justifica la validez de la metodología "Leak Befote Break" (LBB) actualmente licenciada.

2. Asimismo, se considera aceptable la justificación de CNA respecto a la validez y conservadurismo de los análisis de efectos a corto plazo en compartimentos de las roturas grandes que figuran en el apartado 6.2.1.3.8 del ES vigente

c) Análisis de generación de hidrógeno en contención

Teniendo en cuenta que los análisis de generación de hidrógeno tras un accidente tipo LOCA que figuran en el apartado 15.4.1.2 del ES vigente se realizaron considerando una potencia térmica de 2970 Mw, se considera que se puede dar crédito a la valoración realizada por CNA, en cuanto a la validez de los análisis vigentes en las condiciones del aumento de potencia.

d) Revisión del ES. Sistema de Purga de hidrógeno de contención

Se considera aceptable la revisión propuesta del ES ya que recoge fielmente el proceso y los resultados de los análisis realizados. La revisión propuesta del apartado 6.2.5 del ES donde se elimina al Sistema de Purga como sistema de mitigación de la concentración de hidrógeno en la contención, se considera admisible ya que la remoción del Sistema de Purga como sistema de salvaguardia previsto en caso de LOCA, es beneficioso desde el punto de vista de la protección radiológica del público y de los operadores, y el Análisis Radiológico realizado para el aumento de potencia no considera la actuación de dicho Sistema de Purga. El Titular justifica que la actuación de los recombinadores existentes es suficiente para el control de la concentración de hidrógeno en la contención tal como se muestra en el ES vigente. Además, el Titular ha justificado que en los procedimientos de operación actuales no consideran la actuación del Sistema de Purga salvo en caso de fallo de los recombinadores y sólo por instrucciones del Centro de Apoyo Técnico.

3.6. Análisis de accidentes no-LOCA

3.6.1. Condiciones del análisis y metodología

La potencia del reactor y del primario es un parámetro básico en los análisis de seguridad correspondientes a los accidentes no-LOCA ya que el valor de dicha potencia se correlaciona de forma automática con los valores de temperaturas de combustible, y con la energía almacenada en el primario. Estos parámetros se corresponden con las magnitudes que durante la evolución de los diferentes transitorios operacionales y accidentes que se incluyen en el capítulo XV del Estudio de Seguridad (ES), con excepción del análisis del LOCA, comprometen los valores de presión máxima del primario o del secundario, la relación del coeficiente del límite de ebullición nucleada (DNBR, de sus siglas en inglés) y las temperaturas máximas de vaina y combustible, que son los parámetros con los que se establecen los criterios de aceptación de dichos sucesos. Por ello, un cambio de potencia térmica implica una modificación de gran alcance al ES y especialmente del capítulo XV.

Puesto que un aumento de potencia supone una reducción de los márgenes actuales hasta los límites de aceptación de varios escenarios analizados, el titular introduce otras modificaciones para recuperar algo de dicho margen, como reducción del número de tipos de combustibles presentes en el núcleo, reducción del valor de $F_{\Delta H,}$ (factor de pico de incremento entálpico) y de F_Q (factor de pico total) reducción del máximo número admisible de tubos taponables del generador de vapor (del 10% al 3%), aumento del caudal de análisis de agua de alimentación auxiliar, disminución del caudal máximo del sistema de agua de alimentación principal en caso de malfunción, eliminación del sello de agua en el presionador y reducción de la ventana de operación en temperatura media.

De las comprobaciones realizadas cabe destacar que se encontró una deficiencia, que condiciona la aceptación del análisis de accidentes no-LOCA presentado, consistente esencialmente en que el valor de análisis empleado para simular los tarados de apertura de las válvulas de seguridad del presionador y del generador de vapor tiene en cuenta una incertidumbre correspondiente al +/-1% para indicar el valor en presión de apertura de las válvulas de seguridad, mientras que con el texto de las ETF vigentes, el valor de análisis que se debe introducir sería un +/-3%. Esto afecta a todas las válvulas de seguridad que se simulan, por lo que los análisis presentados no cubren de forma conservadora las ETF. Por ello se ha solicitado la realización de un nuevo análisis en el que se considere el valor de apertura de las válvulas con un +/-3% de incertidumbre, y que así se recoja en los resultados reportados en el Estudio de Seguridad. Esto se considera un Hallazgo, a los efectos recogidos en el SISC, que será categorizado con el color que le corresponda.

C.N. Almaraz deberá tener realizados y valorados los cálculos soporte con los nuevos tarados de válvulas y enviará sus conclusiones al CSN antes de sobrepasar, de forma estable, la actual potencia térmica de 2729 MWt de la Unidad I.

Por otra parte, se han introducido otros conservadurismos, que penalizan los resultados, con el fin de reservar margen para acomodar posibles necesidades futuras como la reducción de los caudales de diseño del primario junto con considerar la incertidumbre de potencia de un 1%, en vez del 0.4% con que se realizó el ES correspondiente al miniaumento de potencia.

En la actualidad, el valor de la incertidumbre del calorimétrico derivada del uso del tipo de caudalímetro utilizado por esta central está siendo revisado por la NRC. Por ello, C.N. Almaraz ha asumido una incertidumbre de potencia del 1%, que espera que cubra de forma conservadora el nuevo valor que pueda ser requerido. En cualquier caso, C.N. Almaraz deberá hacer un seguimiento, durante el proceso de pruebas, de la revisión de la incertidumbre asociada a la medida de este caudalímetro por ultrasonidos (CROSSFLOW) con el fin de comprobar que la incertidumbre en potencia sea menor del 1%.

3.6.2 Puntos de tarado de disparo del reactor y de actuación de salvaguardias

Con respecto al impacto del aumento de potencia (APE) en los puntos de tarado del sistema de disparo del reactor y de la actuación de las salvaguardias tecnológicas el titular indica en su apartado 6.4 del Informe de Licenciamiento (IL) que se han actualizado las ecuaciones del disparo del reactor por OTΔT (sobretemperatura) y OPΔT (sobrepotencia) en el circuito primario, sin impacto en el resto de puntos de consigna.

Se han revisado las modificaciones descritas en el IL con el fin de identificar posibles impactos en los procesos de determinación de ciertas señales; por ejemplo, los cambios en las condiciones del circuito secundario y también las modificaciones de la turbina afectan a la presión en la cámara de

admisión de la turbina y su relación con la potencia; asimismo, el mayor flujo neutrónico esperado al nivel de potencia actualizado tras el arranque modifica los niveles de detección de flujo.

Se indica a continuación el resultado de revisar el impacto en los siguientes puntos de consigna:

a) Disparo por alto flujo en el rango fuente (actual 10^5cps): Sin impacto en el punto de tarado, aunque serán necesarios ajustes para adecuar la respuesta de la instrumentación a las nuevas condiciones de proceso.
b) Disparo de turbina por baja presión de aceite de parada (actual 3,1639 Kg/cm^2 rel) y por cierre de válvula de parada (1% abierta): Sin impacto.
c) Enclavamiento P-6 (10^{-10}A en el rango intermedio): Sin impacto en el punto de tarado, aunque serán necesarios ajustes para adecuar la respuesta de la instrumentación a las nuevas condiciones de proceso.
d) Enclavamiento P-13 (6.55Kg/cm2 en cámara de control, equivalente al 10% de carga en turbina). La curva del fabricante (curva presión/caudal) de la nueva turbina de alta presión, de diseño Siemens, muestra que el valor teórico de presión a la entrada de la turbina al 100% de carga es diez veces el valor del nuevo ajuste previsto por CNA para este enclavamiento. El valor nuevo se identifica en la tabla 2.2-1 (2/5) y el ajuste final se realizará una vez alcanzada la potencia nominal, con una verificación previa de la respuesta de este parámetro cuando se alcance el "plateau" del 10% de potencia durante el primer arranque tras la próxima recarga de la unidad. Se modificaría también el enclavamiento P-7 (10% de potencia en el reactor, medido por los monitores del sistema de instrumentación nuclear, rango de potencia). Los nuevos valores se consideran aceptables.
e) Punto de tarado de baja presión (Pv) en las líneas de vapor, que afectaría a la señal de inyección de seguridad (IS), señal de aislamiento de vapor principal (SAVP) y Señal de activación del Agua de Alimentación Auxiliar (SAAAA): No se modifica.
f) Tiempos de respuesta de salvaguardias recogidos en la tabla 3.3-5 de las ETF. Específicamente, y considerando la posible necesidad de restringir el impacto en el término fuente, se revisó el posible impacto en las señales de aislamiento de contención, aislamiento de la ventilación y purga de la contención y aislamiento de la línea de toma de muestras del aire de la contención: Sin impacto.

Además de lo anterior, se revisó el potencial impacto en los siguientes permisivos y enclavamientos de control, que podrían afectar al ES y otros documentos de planta:

a) P-4, revisión del input de baja temperatura media en el circuito primario (Tm) para producir la SAAAA: No se modifica.
b) P-11, revisión del input de baja en presionador. No se modifica.
c) P-12, revisión del input de baja Tm para el bloqueo del bypass: No se modifica.
d) C-1, revisión del amperaje en el rango intermedio equivalente al 20% de potencia actualizado: No se modifica.
e) C-5 (bloqueo extracción barras al 15% en turbina), C-7 (Rechazo carga) y C-20 (bloqueo del sistema AMSAC (ATWS Mitigation System Actuation Circuitry) por debajo del 37% de potencia en turbina), revisión de los valores de la presión en la etapa de control de la turbina equivalentes al nivel de carga: Al igual que P-13, estos enclavamientos se ajustarán para adecuarlos a la nueva relación presión-potencia en turbina durante la subida de potencia. Es preciso destacar que C-20 no figura en el documento de Precautions Limitations and Setpoints (PLS) al no ser este sistema un suministro de Westinghouse. El nuevo valor del enclavamiento del bloqueo del AMSAC, correspondiente al 29,8% de presión en cámara de admisión de turbina, se ha calculado de 18,33 kg/cm2, frente al 19,31 kg/cm2 actual.

f) C-9, si se modificara el tarado del vacío en el condensador: No se modifica.

3.6.3 Accidentes analizados y evaluados

Además de lo anterior, durante la evaluación de los accidentes no-LOCA y la inspección asociada se hizo una revisión de aspectos relativos a todos los sucesos y en concreto a los siguientes apartados del ES:

- Apartado 15.2.3 (falta de alineación de barras de control)
- Apartado 15.2.4 (dilución incontrolada de boro)
- Apartados 15.2.5 y 15.3.4 (pérdidas de caudal de primario, de una o todas las bombas, respectivamente).
- Apartado 15.2.10 (evacuación excesiva de calor del primario por malfuncionamiento del Sistema de agua de alimentación principal)
- Apartado 15.4.3 (rotura de un tubo de generador de vapor)
- Apartado 15.4.4 (rotor agarrotado)
- Apartado 15.4.6 (eyección de barra de control)

Asimismo, se solicitaron aclaraciones adicionales de algunos de los datos que se modifican en la propuesta del apartado 15.4.3 del ES; así, en la tabla 15.4.3-1 del ES se recoge el adelanto en 2.3 segundos del disparo de reactor como consecuencia de la mayor incertidumbre considerada que en el análisis en vigor; asimismo, el retraso 10 segundos adicionales en la actuación de las salvaguardias (IS por BP y SAAA) se debe a la menor temperatura media del RCS y la consiguiente menor tasa de disminución en la presión del RCS. El titular incluirá estas explicaciones en el ES, junto con otras, como la masa de refrigerante del reactor transferido al secundario, que disminuye de 67196 Kg a 66033 Kg, cuando como consecuencia del APE se reduce la presión de vapor del secundario.

Como resumen de todo lo anterior, el análisis de accidentes no-LOCA ha supuesto por un lado una puesta al día al tiempo que una armonización de distintos parámetros usados en algunos casos por distintas parte en los análisis de seguridad. Además introduce una serie de conservadurismos adicionales a los actuales (los más importantes la disminución en caudal y el aumento en la incertidumbre de potencia asumida) y la eliminación de otros, bien por cálculos más precisos aunque conservadores (nuevo valor de caudal de agua de alimentación auxiliar), o por modificaciones de diseño (eliminación de la sobrepresión del presionador por la eliminación del sello de agua en la línea de la válvula de seguridad). Todo ello se considera válido.

3.7. Análisis radiológicos

Los análisis y estudios radiológicos realizados deben justificar que durante la operación normal de la planta las dosis a los trabajadores y al público estarán por debajo de los límites indicados en el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes y que como consecuencia de los accidentes postulados las dosis en el límite del área de exclusión y en la zona de baja población serán inferiores a los límites establecidos en el US NRC 10 CFR 100.

A continuación se explican las evaluaciones realizadas al respecto:

3.7.1 Término fuente

Los cálculos presentados por CNA se han realizado con el código ORIGEN-S cualificado en ENUSA para el cálculo de fuente de calor y actividad isotópica contrastando sus resultados con resultados experimentales.

El término fuente del combustible gastado varía en función de la potencia y las condiciones de operación asociadas a ésta. Por tanto C.N. Almaraz ha estimado un nuevo término fuente, punto de partida para los cálculos de las consecuencias radiológicas de los accidentes con liberación al exterior. Esta evaluación concluye que los análisis realizados por C.N. Almaraz son correctos. El término fuente obtenido de forma independiente por el CSN es, en general, inferior al de C.N. Almaraz y los análisis realizados por el licenciatario son correctos desde el punto de vista metodológico, de cálculo y normativo.
De los cálculos independientes realizados se pueden extraer las siguientes conclusiones:

- Se ha obtenido un término fuente para el núcleo completo en general inferior al de C.N. Almaraz.
- Los resultados obtenidos para el inventario del elemento más quemado muestran la misma tendencia.

3.7.2. Validación de los blindajes y zonas de radiación en operación normal

De la presente evaluación, así como de las evaluaciones de anteriores aumentos de potencia en centrales españolas, se puede concluir que se producen aumentos limitados de la actividad de determinadas fuentes y de los niveles de radiación de determinadas áreas, sin impacto en la clasificación y señalización de las zonas radiológicas.

Dado que CN Almaraz no dispone de los datos necesarios para el cálculo de los márgenes en el diseño de los blindajes, y que resulta imposible realizar cálculos de blindajes de forma independiente por parte del CSN, las conclusiones tienen, necesariamente, carácter cualitativo.

No obstante, los argumentos expuestos por el titular demuestran que los márgenes de seguridad de los blindajes de la instalación son bastante superiores al 10%, que es el aumento previsto en los niveles de radiación debido al aumento de la potencia.
De este modo, supuesto un aumento del 10% en los niveles de radiación, los blindajes de los que dispone actualmente la central serán capaces de realizar su función sin afectar a la definición radiológica de las zonas adyacentes a los mismos.

En cualquier caso, CN Almaraz deberá realizar un seguimiento de los niveles de radiación durante las pruebas y tras el aumento de potencia, que permita validar las hipótesis evaluadas en el presente informe, tanto durante el arranque de la planta, como en la operación a potencia y en aquellas tareas de las próximas recargas cuyas dosis colectivas puedan verse afectadas por el aumento de potencia.

3.7.3. Gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

En la evaluación se trata de verificar que, según el documento TE-08/001, el aumento de potencia no modificará las cantidades de residuos generadas en las distintas corrientes de residuos radiactivos, por lo que no se verán afectadas las capacidades de almacenamiento de residuos y de tratamiento de los sistemas.

Tampoco se verán afectados por el aumento de potencia los residuos radiactivos sólidos que se generan de aquellos materiales y componentes retirados de modificaciones de diseño, que no son reutilizables, de componentes desechados en los trabajos de mantenimiento y de los materiales de las medidas anticontaminación adoptadas durante las paradas para recarga de combustible, incluyendo el vestuario de protección radiológica desechable.

Sin embargo el aumento de potencia implicará un aumento en la concentración de los isótopos radiactivos de las corrientes de residuos secundarios que se generan en las unidades de proceso de los residuos radiactivos líquidos.

Se estima que se producirá un aumento de actividad del orden del 10% en los filtros colmatados, concentrados desecados y resinas agotadas presentes en los residuos a inmovilizar en bidones. Según el documento TE-08/001, para este incremento estimado no se superará la actividad máxima limitada por ENRESA para su aceptación en El Cabril, y las tasas de dosis en contacto en el bidón serán del orden de las actuales. Se seguirán cumpliendo por tanto los requerimientos de ENRESA para el almacenamiento de estos residuos en El Cabril.

Tampoco se verán afectados por el aumento de potencia los sistemas de dosificación de cemento para la solidificación de residuos radiactivos ni el almacenamiento de bidones de residuos radiactivos dentro del emplazamiento.

Por tanto, a la vista deestas consideraciones, se considera aceptable la propuesta de aumento de potencia de CNA desde el punto de vista de la gestión de los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad.

3.7.4. Tasa de dosis para calificación ambiental de equipos

Tras la evaluación realizada, se ha comprobado que el proyecto de aumento de potencia solicitado por CN Almaraz, modifica las condiciones ambientales establecidas para la calificación de equipos especificadas en el capitulo 3.11 de la actual revisión del Estudio de Seguridad y en la revisión 11 del Informe de Calificación Ambiental.

Los cambios afectan al perfil combinado de presión en contención para LOCA+MSLB, que supera al existente a partir de los 25.000 segundos, para valores inferiores a 30 psias.

Asimismo han variado las condiciones de radiación para la calificación, aumentando las dosis, normal y de accidente dentro de la contención, así como en algunos cubículos de los edificios auxiliar y de salvaguardias.

3.7.5 Análisis de consecuencias radiológicas

a) Derivadas de la operación normal

De la evaluación de la documentación presentada por CN Almaraz acompañando a su solicitud de aumento de potencia en los aspectos referentes al alcance de este informe, se concluye lo siguiente:

- No se han identificado deficiencias significativas en cuanto a la calidad de la documentación presentada ni en cuanto al cumplimiento de los criterios de aceptación.

- No obstante lo anterior, se han identificado algunos aspectos que han requerido aclaración con el titular de la instalación durante el período de evaluación y en los que el titular ha adquirido el compromiso de corregirlos:
- Debe incluirse referencia al código GALE86PC versión 1 y a la RG 1.112 en las secciones 11.2.6.4 y 11.3.6.5 de la propuesta de ES.

- Debe corregirse la frase que hace referencia al 0.12% de vainas defectuosas en la Sección 11.3.6.4 y redactarla de modo que sea consistente con las hipótesis de cálculo del análisis realizado para la capacidad de los sistemas de tratamiento de efluentes radiactivos gaseosos.
- La actividad de productos de fisión y corrosión del refrigerante del reactor, actualizada con la nueva potencia, presentada en la Tabla 11.1.1-3 de la propuesta de ES, debe corregirse adecuándola a los valores recogidos en la Tabla 7.2.6 del Informe de Licenciamiento y en la Tabla 15.1.7-3 de la propuesta del ES.
- La corrección de los valores de actividad de productos de fisión en la atmósfera del edificio de contención desde la primera media hora del análisis del accidente que sirve de base al estudio de calificación ambiental de equipos, derivándose de la misma la corrección del documento soporte, así como la reelaboración de la sección del Capítulo 3 del ES.

- Finalmente, un aspecto que se ha puesto de manifiesto y que CN Almaraz se ha comprometido a revisar es:

  - Los valores de los factores de bioacumulación de alimentos acuáticos de origen animal para determinados isótopos (Cs, I, Sr) utilizados en los análisis del Apéndice 11B, y recogidos en la Tabla 21 del Anexo III del MCDE, corresponden a una referencia que no es la que se indica al pie de dicha tabla, por lo que CN Almaraz deberá establecer la corrección oportuna.

b) <u>Análisis de consecuencias radiológicas de accidentes</u>

En este apartado se evalúa la propuesta de revisión de las consecuencias radiológicas de los accidentes contemplados en el capítulo 15 "Análisis de accidentes" del Estudio de Seguridad de C.N. Almaraz I y II (ES).

El alcance es la evaluación de las dosis en el Radio de Exclusión, Zona de Baja Población y a los operadores de Sala de Control, resultantes de los análisis de los accidentes base de diseño de CNA realizados con motivo del aumento de potencia.

Los análisis revisados son:

- Accidente de rotura de pequeñas líneas del CVCS fuera de la contención.
- Accidente de pérdida de refrigerante primario (LOCA).
- Accidente de rotura de tubería de vapor principal con pérdida de alimentación exterior.
- Accidente de rotura de tubos de un generador de vapor con pérdida de energía eléctrica exterior.
- Accidente de agarrotamiento del rotor de una bomba de refrigerante.

- Accidente de caída de un elemento combustible.
- Accidente de eyección de barras de control con pérdida de alimentación exterior.

Para cada uno de los accidentes analizados la evaluación ha consistido en la:

- Revisión de la documentación presentada por CNA y comprobación de que los análisis se ajustan a la metodología e hipótesis recogidas en la R.G. 1.195.
- Realización de un análisis independiente.
- Comparación de los resultados obtenidos con los criterios de aceptación establecidos en el Standard Review Plan y en la R.G. 1.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Desing Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors".

La revisión de la documentación presentada ha permitido comprobar que la metodología utilizada en los análisis sigue básicamente las directrices establecidas en la R.G. 1.195, salvo en el análisis del accidente de manejo de combustible en donde sólo se consideran aceptables teniendo en cuenta los siguientes supuestos:

- No dar crédito al aislamiento de la purga de contención, ya que los monitores que proporcionan la señal para el mismo no son redundantes, ni de Clase 1E, ni clasificados sísmicamente, en contra de los manifestado por el titular sobre su fiabilidad y redundancia en su actuación
- No dar crédito al sistema de filtración del edificio de combustible ya que no es redundante y por tanto no cumple con lo exigido en la R.G. 1.52.

Así lo ha reflejado el titular en el ES a petición de la evaluación del CSN.

Durante el proceso de evaluación, se han tenido diversos contactos con el titular para aclarar y justificar los resultados del análisis radiológico del accidente de rotura de tubos de generador de vapor. En este proceso se ha detectado, entre otras cosas, que una de las hipótesis supuestas para el cálculo de la fracción de refrigerante primario que se libera por la rotura y que se evaporiza, no era correcta. Como consecuencia, y teniendo en cuenta las indicaciones del CSN, CNA ha revisado el análisis radiológico del accidente de rotura de tubos y enviado mediante correo electrónico los resultados del mismo, análisis que incluirá en la próxima revisión del ES.

Asimismo, se han realizado análisis independientes de cada uno de los accidentes base de diseño utilizando el código RADTRAD 3.03 y las hipótesis de las Tablas 1, 2, 4, 6, 8, 10, 12, 14 y 16. Hay que señalar que:

- El cálculo de las dosis a los operadores de Sala de Control se ha realizado sólo para el supuesto de que el accidente ocurra en el Grupo 1, por ser éste el Grupo al que le corresponde valores mayores de X/Q y por tanto también sería el más limitante.
- El análisis de manejo de combustible, a pesar de lo dicho anteriormente, se ha realizado también suponiendo filtración en el edificio de combustible y aislamiento de la purga de

contención, con el objeto de cuantificar la reducción en las dosis en caso de que el sistema de filtración funcione y se produzca aislamiento automático de la purga por alto nivel de radiación.

Los resultados de estos análisis independientes, junto con los obtenidos por el titular, se muestran en las Tablas 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15 y 17 del ES. Como puede observase en dichas Tablas, las dosis obtenidas en el Radio de Exclusión, Zona de Baja Población y a los operadores de Sala de Control para cada uno de los accidentes base de diseño, tanto en los análisis independientes como en los análisis de CNA, cumplen los criterios de aceptación establecidos en el Standard Review Plan y en el Apartado 4 de la R.G. 1.195.

De todo lo anterior se concluye que, desde el punto de vista de las consecuencias radiológicas de accidentes, se considera aceptable el aumento de potencia solicitado de 2947 MWt y el límite de infiltraciones de 850 cfm, así como la propuesta de revisión de ES presentada el 31 de Octubre de 2009 (ATA-CSN-005962, ATA-MIE-004561) y posteriormente parcialmente modificada y enviada en julio de 2009 (ATA-CSN-006488).

No obstante, en la próxima revisión del ES, el titular deberá incluir el análisis radiológico del accidente de rotura de tubos del generador de vapor revisado como consecuencia de esta evaluación

Por ultimo señalar que si bien es cierto que se cumplen los criterios de aceptación para el accidente de manejo de combustible sin dar crédito al sistema de filtración del edificio de combustible y al aislamiento de la purga de contención, hay que señalar que:

- En el caso de que el sistema de filtración esté en funcionamiento cuando se produzca el accidente, se reduce significativamente las dosis al tiroides. En el radio de exclusión y sala de control esta reducción llega a ser de casi el 80 % (Tabla 13): en el radio de exclusión de 383 mSv pasa a ser de 78 mSv y en sala de control de 117 mSv pasa a ser de 23.5 mSv.

- En el caso de que tuviera lugar el aislamiento de la purga por actuación de los monitores, la reducción en la dosis al tiroides sería casi del 90 %.

Estas consideraciones se están evaluando en el marco de la renovación de la autorización de explotación actualmente en curso.

3.8. Evaluación del combustible

La evaluación del combustible nuclear en condiciones de potencia del 108% viene recogida en el capítulo 8 del Informe de Licenciamiento. Los aspectos recogidos en este punto son los relativos al diseño termomecánico de barra combustible, al diseño mecánico del elemento, al diseño nuclear, incluida criticidad de piscinas de combustible gastado, al diseño termohidráulico, y a la seguridad frente a accidentes. La metodología general utilizada en este documento es la generalmente usada por ENUSA, consistente en revisar los criterios impactados por el cambio introducido.

El combustible considerado en el análisis y en la generación de las entradas para el análisis de seguridad es el 17X17 MAEF con rejilla IFM, combustible tipo que ya fue evaluado con anterioridad.

Se considera que CN Almaraz ha verificado de forma adecuada los criterios de diseño mecánico del elemento combustible que pueden verse afectados por el aumento de potencia previsto del 8% en ambas unidades, obteniendo resultados aceptables.

La actualización de las cargas de LOCA mediante la aplicación de la metodología LBB conduce a la disminución de las cargas sobre las rejillas de los elementos combustibles durante el accidente de LOCA junto con el terremoto base de diseño, por lo que ya no se produce el aplastamiento de ninguna rejilla, lo que se indica por sus repercusiones en los análisis del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS).

Para las nuevas condiciones de aumento de potencia se han realizado los análisis dinámicos del núcleo en condiciones III y IV, con los movimientos de placas superior e inferior del núcleo específicos del aumento de potencia y se ha verificado el cumplimiento de los criterios de diseño y por lo tanto la integridad estructural del combustible.

En lo relativo a parámetros nucleares, termohidráulicos, y de accidentes se citan los criterios a evaluar, que se encuentran recogidos en los análisis de accidentes no-LOCA y en los análisis de LOCA. Estos documentos ya han sido evaluados en otros apartados de este Informe, por lo que en este apartado se tratarán exclusivamente los aspectos de diseño termomecánico y de criticidad de piscinas.

3.8.1. Diseño Termomecánico

En este caso, se comprobó durante la inspección realizada junto con los accidentes no-LOCA el cumplimiento de los distintos criterios termomecánicos de barra combustible. Para su verificación se han utilizado historias de potencia envolventes, condiciones termohidráulicas conservadoras (caudal de diseño térmico y ventana alta de temperatura), y los códigos y modelos autorizados.

Se considera que desde los puntos de vista del diseño nuclear, termomecánico, termohidráulico y de accidentes, la operación tras el aumento de potencia no compromete la seguridad del combustible.

3.8.2. Criticidad de piscinas

El estudio de criticidad vigente de la piscina de combustible gastado tiene como referencia el informe ITEC-977, de ENUSA, de marzo de 2002. El aumento de potencia en C.N. Almaraz, en principio podría afectar a los resultados del estudio de criticidad, por un lado debido a las diferencias en la evolución isotópica del combustible por la nueva condición de operación, y por otro debido a los cambios en los perfiles axiales de quemado del combustible.

Por este motivo, ENUSA ha presentado un nuevo análisis de criticidad de la piscina de combustible gastado, en el que se ha definido la envolvente de las formas axiales de quemado a partir de los datos del ciclo de equilibrio y de los correspondientes ciclos de transición. Esta revisión del estudio de criticidad se ha llevado a cabo con los conservadurismos en los modelos que ya se habían tenido en cuenta en el estudio original.

Como conclusión se obtiene que los quemados mínimos de descarga originales (ITEC-977), que garantizan un coeficiente de multiplicación efectivo K(95/95)<0.9999, en las condiciones más limitantes, es decir en ausencia de boro en el agua de la piscina, siguen siendo válidos. Como consecuencia, la curva de reactividad equivalente de las ETF, no se modifica.

3.9. Evaluación de sistemas del NSSS

Por parte del CSN se ha realizado una evaluación de aquellos sistemas considerados de seguridad y que se recoge su evaluación en la Guía para el aumento de potencia.

3.9.1. Sistema de control químico y volumétrico (CVCS)

El aumento de potencia no supone un cambio en el inventario del circuito primario, en las concentraciones de boro ni en los caudales de proceso y las temperaturas de los procesos que intervienen en la capacidad de los cambiadores de calor regenerativo, de la descarga, de sellos y de la descarga auxiliar se reducen ligeramente con respecto a los valores anteriores. Se concluye que el CVC no se ve impactado por el aumento de potencia.

3.9.2. Sistema de inyección de seguridad (IS)

Las nuevas condiciones de operación no implican un cambio en las demandas del sistema y se mantienen los puntos de tarado de actuación. Desde este punto de vista, el sistema no se verá impactado por el aumento de potencia.

También se ha revisado el impacto del aumento de potencia en la solución que finalmente CNA adoptó para resolver el asunto del potencial atascamiento por "debris" de los sumideros de contención. Basándose en el carácter envolvente de la mínima temperatura esperada en el sumidero en el momento del cambio a recirculación (54.4ºC) y en que no se espera un aumento en la cantidad, transporte y acumulación de residuos en las rejillas de los sumideros, concluye con el mantenimiento de la validez de dicho análisis.

Se considera aceptable la información suministrada por la central.

3.9.3. Sistema de evacuación de calor residual (RHR)

El análisis presentado por CNA se basa en la capacidad de evacuar la nueva carga térmica en las diversas condiciones posibles de operación del RHR, de forma que se mantenga el criterio de diseño establecido en el ES. Según este criterio el RHR debe ser capaz de reducir la temperatura del RCS de 176.7ºC a 60ºC en 16 horas; es decir, 20 horas después de la parada del reactor, suponiendo que la primera fase de enfriamiento de la planta con los GV finaliza a las 4 horas después de la parada del reactor, una vez alcanzados los 176.7ºC en el RCS. Una vez enfriado el RCS a 60ºC la situación más limitante que se produce es el funcionamiento a medio lazo, en una configuración de la que depende el caudal disponible de las bombas del RHR. Las limitaciones de caudal, temperatura y tiempo para iniciar estas maniobras que se recogen en las ETF tratan de que, en caso del peor fallo único (pérdida de un tren) un solo tren del RHR sea capaz de mantener la temperatura del RCS lejos del punto de ebullición y el incremento de temperatura sea lo suficientemente lento como para emprender acciones correctoras que permitan recuperar capacidad de enfriamiento subiendo el nivel

del RCS y el caudal del RHR. El mantenimiento de esta capacidad debe quedar garantizado para las nuevas condiciones de potencia de CNA.

El análisis del titular concluye que se mantiene el criterio de diseño de enfriar la planta desde 177ºC hasta 60ºC dentro de las 20 primeras horas tras la parada del reactor con dos trenes del RHR. Con un solo tren el tiempo de enfriamiento se prolonga más allá de este intervalo, aunque se mantiene la capacidad de enfriamiento por debajo de la temperatura de cambio de modo 4 a 5 (93.3ºC).

Con respecto a la operación a medio lazo, se justifica que con un solo tren la máxima temperatura alcanzada, 81ºC, está lo suficientemente alejada del punto de ebullición. Se demuestra que el peor fallo único (pérdida de un tren) del sistema en la condición de medio lazo, con un caudal de 400m3/h, conduce a una temperatura máxima de 81ºC, que se alcanza en 1 hora después del fallo; posteriormente, se sucede un proceso de estabilización de más de dos horas, tras lo cual comienza a bajar la temperatura, siendo su valor de 72.6ºC a las dos horas. La temperatura asumida en el momento del fallo es de 60ºC en el RCS y de 35ºC en el sistema de agua de servicios esenciales. La operación a medio lazo comienza 60 horas después de la parada del reactor, todo lo cual es consistente con las actuales bases de cálculo asociadas a la operabilidad del RHR en parada.

Sin embargo, puesto que el informe de licenciamiento no recoge explícitamente el tiempo transcurrido tras la parada del reactor en el momento del fallo, el titular incluirá en la revisión de dicho informe la respuesta gráfica donde figure este dato. Además, este análisis realimenta los estudios soporte de la operabilidad del RHR a medio lazo, siendo necesario incorporar las nuevas referencias en las bases de las ETF correspondientes (3/4.9.8).

3.9.4. Transitorio previsto sin parada de emergencia (ATWS)

En base a estudios realizados por Westinghouse en 1988 para el grupo de propietarios de centrales Westinghouse (WOG), se ha considerado únicamente el transitorio de pérdida de agua de alimentación normal (LNFW) por considerarlo el más limitativo cuando las condiciones de realimentación de reactividad se definen de modo que el resultado sea una presión de pico del RCS de 3200 psig (225,98 kg/cm2 rel).

En las nuevas condiciones de aumento de potencia en las unidades 1 y 2, se cumple que el valor de coeficiente de temperatura de moderador (CTM) que cubre el 95% de los valores de CTM presentes durante la operación del ciclo es de -10,11pcm/ºF. Dicho valor es inferior al utilizado en el cálculo presentado, -5.8pcm/ºF, lo que es conservador.

De lo expuesto se concluye que:

1.- El CTM límite que da lugar a una presión máxima de 3200psig es de -5,8pcm/ºF. Dicho valor de CTM cubre conservadoramente el valor de CTM correspondiente al 95% de los valores de CTM presentes durante la operación del ciclo.

2.- En estas condiciones se verifica el criterio de aceptación del ATWS.

3.9.5. Evaluación del sistema de control del reactor y margen de disparo

Se han vuelto a analizar para las condiciones de la nueva potencia del NSSS, 2956,6 MWt, los transitorios de cambios de carga en escalón del 10% y el rechazo de carga del 50%. En estos análisis

se ha utilizado un valor de CTM, de -10 pcm/ºF, que se califica de "best estimate" pero se matiza que todavía es conservador.

Rechazos de carga (50%)
El sistema debe ser capaz de asumir una pérdida de carga del 50% con el sistema de derivación de turbina (~40%) junto con el sistema de control de barras (~10%), sin que se produzca el disparo del reactor. Es decir existirá un margen suficiente para el disparo por sobretempearatura-ΔT (OT ΔT)

El análisis realizado con los tarados vigentes de los sistemas implicados puso de manifiesto la existencia de un margen insuficiente para el disparo por OTΔT, lo que obligó a establecer nuevos ajustes del controlador del baipás de turbina. El margen que C.N. Almaraz considera suficiente es de entre 5 a 10 ºF (2,8 a 5 ºC) y alude a lo considerado por C.N. Ascó en su análisis del aumento de potencia.

Este margen tan ajustado habrá de ser corroborado por las pruebas de arranque del rechazo de carga del 50%.

Rechazos de carga (10%)
Se considera una subida de potencia en escalón del 90% al 100% de potencia nominal en condiciones de principio de ciclo (BOL), y bajada del 100% al 90% también en condiciones BOL, suponiendo igualmente un CTM de -10 pcm/ºF demostrándose la existencia de margen hasta el disparo del reactor en estas condiciones.

Como se describe en el Programa de pruebas de arranque y plan de aproximación a criticidad, tanto el rechazo de carga como los cambios de carga serán objeto de pruebas específicas, verificándose en planta la idoneidad de los ajustes del sistema de control.

Por lo tanto se concluye que:

1.- Los valores de tarado actuales demostraron que eran insuficientes respecto al OTΔT, por lo que ha sido necesario modificarlos.
2.- Se ha verificado la existencia de margen hasta el disparo condicionado a la existencia del un CTM inferior a -10 pcm/ºF
3.- La bondad de los nuevos valores de los tarados del control han de corroborarse con pruebas a realizar durante el arranque de la planta.

3.9.6. Sistema de control digital de agua de alimentación

En la evaluación del CSN, se ha comprobado la aplicabilidad de los valores de tarado actuales del Sistema de Control del Agua de Alimentación (FWCS), empleados en el Sistema de Control Digital del Reactor (SCDR) de C.N. Almaraz.

También se han evaluado los transitorios seleccionados por CN Almaraz para determinar si los puntos de consigna al 100% de potencia son aplicables al 108%, concluyéndose que son aceptables en base a que son aquellos relacionados con el sistema de control digital del agua de alimentación que se encuentran contenidos en el punto en el 10.4.6.1 del ES

3.9.7 Sistema de vapor principal (Válvulas de seguridad y alivio de GV y Bypass de turbina)

Las válvulas de alivio de los GV están diseñadas para dejar pasar un caudal total del 10% del caudal de diseño de la central a la presión de cero carga, la cual no se ve afectada por el APE y se mantiene constante en 77.83 Kg/cm^2 abs. Sin embargo, con el APE el caudal de vapor total al 100% se incrementa de 5.448 E6 Kg/h a 5.91 E6 Kg/h, por lo que el 10% de este caudal en caso de un hipotético rechazo total de carga implica asignar a cada válvula un caudal de 197315 Kg/h a la presión de cero carga, que supera la capacidad original de las válvulas de 187334 Kg/h y por tanto no es asumible por el conjunto de las tres PORV.

La diferencia (unas 10 T/h por válvula) se considera muy pequeña como para impactar en los estudios de seguridad. No obstante, el efecto de la insuficiente capacidad de alivio de vapor supone ralentizar el ritmo de enfriamiento supuesto en las bases de licencia.

Se ha discutido ampliamente con el titular y en la información remitida al CSN se indica que el menor caudal de vapor a través de cada válvula producirá resultados más conservadores desde el punto de vista radiológico.

En todo caso, lo que se expone aquí es la valoración funcional de los componentes de planta y la respuesta de la misma, garantizando razonablemente el cumplimiento de los criterios de diseño y seguridad aplicables.

Se considera razonablemente analizada la respuesta en los transitorios de planta, no identificando impacto negativo en funciones de seguridad como consecuencia de la reducción de la capacidad de alivio respecto al nuevo nivel de potencia; únicamente se verán incrementados los tiempos de enfriamiento para iniciar la despresurización del RCS en el accidente de rotura de tubos.

Esta información deberá incorporarse por el titular en el ES, recogiendo la descripción de la respuesta de la planta conforme al análisis realizado.

Con respecto al sistema de derivación de vapor a la turbina (bypass de turbina), su criterio de diseño es que sea capaz de absorber variaciones instantáneas de carga del 10% y graduales del 5% por minuto. Para mayores variaciones de carga, el sistema deber ser capaz de afrontar transitorios de hasta 50% sin que se produzca el disparo del reactor ni la apertura de las válvulas de alivio o seguridad de los GV. Los análisis del titular muestran que el margen para el disparo del reactor es insuficiente ante un rechazo de carga del 50% en el caso de "baja Tm", por lo que se han establecido los nuevos puntos de consigna que se reflejan en la revisión 23 del documento "Precautions, Limitations and Set Points" (PLS), para adelantar la respuesta de alivio del sistema mediante la modificación de los ajustes electrónicos de los componentes de los circuitos.

El titular expone los resultados de los análisis para las nuevas condiciones de funcionamiento del bypass y se demuestra que con estas acciones el margen mínimo esperado para el disparo por $OT\Delta T$ es de unos 5 ºC por debajo del punto de consigna, para los dos extremos de Tm.

El programa de pruebas del titular prevé realizar oscilaciones de carga del 10% y de rechazos de carga del 50%.

3.9.8. Curvas límite Presión- Temperatura del circuito primario (Unidad 1)

La única modificación que puede tener un impacto significativo en el COMS, como consecuencia del aumento de potencia, es la relacionada con la curva del Apéndice G que fija el límite superior de presión permitido, válida para 32 EFPY (años efectivos a plena potencia) y que se encuentran en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Para evitar la rotura frágil de la vasija se establecen unas curvas límite presión temperatura (en adelante curvas P-T). Estas curvas marcan el límite permitido en las diferentes condiciones normales de operación del reactor (calentamientos, enfriamientos, prueba hidrostática, y operación con núcleo crítico).
Las curvas P-T se obtienen a partir de la RT_{NDT}. (temperatura de referencia de ductilidad nula ajustada). El aumento de potencia se traduce en nuevos valores de fluencia neutrónica a 32 EFPY (***E**ffective **F**ull **P**ower **Y**ears*, años efectivos a plena potencia).

Como consecuencia de estos nuevos valores de fluencia, es necesario recalcular el valor de la RT_{NDT}.
El seguimiento de las propiedades mecánicas de los materiales de la vasija, se lleva a cabo analizando la evolución de la RT_{NDT} y de la USE (upper shelf energy, nivel máximo de energía del ensayo Charpy). La irradiación neutrónica produce una disminución de la tenacidad, así como un aumento de la dureza y del límite elástico, lo cual repercute en un aumento de la RT_{NDT} y una disminución de la USE.

En base a lo anterior, las curvas P-T recogidas en las especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF) vigentes han de ser actualizadas para tener en cuenta el nuevo aumento de potencia del 8 %.
Se han presentado curvas de calentamiento y enfriamiento para reactor no crítico, de prueba hidrostática, y para operación con el núcleo crítico, obtenidas todas ellas empleando los datos de cuatro cápsulas de vigilancia (V, U, X, y W) y los nuevos valores de fluencia neutrónica consecuencia del aumento de potencia.

De la evaluación realizada de las curvas límite presión temperatura a 32 EFPY presentadas por C.N. Almaraz para la unidad 1 se desprenden las siguientes conclusiones:

1. El material tomado como más crítico, dentro de los cuatro tipos de materiales que contienen las cápsulas de vigilancia, que experimenta mayor fluencia neutrónica y cuya RT_{NDT} es utilizada para los análisis que dan lugar a los nuevos límites de presión - temperatura de la vasija, es la chapa transversal B 9205-2. Esto se considera apropiado, al estar corroborado por los resultados de los ensayos llevados a cabo en las distintas cápsulas de vigilancia analizadas a lo largo de la vida de las vasijas de ambas unidades.

2. Los valores de RT_{NDT} y de USE en la pared interior de la vasija, a 32 EFPY, cumplen, respectivamente, los límites marcados por el 10 CFR 50.61 y por el apéndice G del 10 CFR 50.

3. Los valores de RT_{NDT} a 32 EFPY tomados como base para la obtención de las curvas P-T han sido obtenidos de acuerdo a lo establecido por la R.G. 1.99 rev. 2, comprobándose que los resultados son correctos. Estos valores son:
   - RT_{NDT} a ¼ del espesor de la pared de la vasija = 137,9 ºF
   - RT_{NDT} a 3/4 del espesor de la pared de la vasija = 130,2 ºF

4. Las curvas límite presión – temperatura han sido obtenidas de acuerdo a los requisitos establecidos en el Apéndice G de ASME XI, edición 1995 con adenda de 1996. Las hipótesis y correcciones realizadas se consideran apropiadas y cumplen con los requisitos establecidos en los criterios de aceptación señalados en el apartado 6 "Criterios de aceptación" del presente informe.

5. La propuesta de modificación de estas ETF se considera aceptable.

6. Se ha revisado la propuesta de cambio del ES desde el punto de vista de las curvas P-T, en especial el capítulo 5 del ES "Sistema de refrigeración del reactor y sistemas afines". CNA propone llevar a cabo la actualización de todos aquellos apartados, tablas y figuras relativas a la introducción de los nuevos límites de presión/temperatura. En particular, se propone actualizar las gráficas que recogen las curvas P-T. Los cambios propuestos se consideran aceptables.

Como conclusión final se obtiene que, dentro del alcance considerado, las curvas propuestas por CNA para la Unidad 1 para el aumento de potencia, se consideran aceptables.

Para la Unidad II, CNA deberá enviar las nuevas curvas antes del aumento de potencia en esa unidad (noviembre-2010)

3.10. Datos de sistemas para evaluación de componentes

A continuación se describen las evaluaciones realizadas de los datos de sistemas para evaluación de componentes y sus resultados.

3.10.1 Evaluación de las modificaciones en los transitorios de diseño del NSSS

Durante la evaluación del aumento de potencia, y dado que constituyen datos de partida para la revisión de los componentes del NSSS, ha sido necesario revisar los diferentes paquetes de transitorios del NSSS, para reflejar los nuevos parámetros relacionados con el aumento de potencia. De acuerdo al informe de licenciamiento de CNA, los cambios en dichos transitorios resultan ser menores, debido tanto a que los nuevos rangos de temperaturas y presiones del primario están dentro del rango cubierto por las bases de licencia actuales de CNA, como a que los transitorios existentes consideraban una potencia superior a la licenciada (si bien algo inferior a la del aumento de potencia).

Esta revisión se ha llevado a cabo durante la inspección de referencia CSN/AIN/AL0/09/846. Para la evaluación de las modificaciones en los transitorios se han examinado diversos documentos que contienen los transitorios de diseño que presentan modificaciones respecto de la situación previa al aumento de potencia, así como las justificaciones de los cambios originados.

Concretamente se han revisado el compendio de los transitorios que han sido modificados por el aumento de potencia y que afectan a:

- Internos de la vasija.
- Generadores de vapor
- Circuito primario

Teniendo en cuenta la revisión realizada de estos documentos, se considera que las modificaciones de los transitorios de diseño del NSSS son poco significativas y se consideran correctas. Por tanto, el nuevo paquete de transitorios del NSSS presentado para el aumento de potencia se considera válido.

3.10.2 Evaluación de las fuerzas hidráulicas de LOCA

En CNA, con motivo del cambio de los generadores de vapor en 1996-97, se aplicó el criterio de LBB (*leak before break*) a las tuberías de los lazos y tuberías conectadas, con diámetros superiores a 6", con objeto de reducir soportes y amortiguadores del primario, no realizándose ningún cálculo de fuerzas hidráulicas de LOCA. Como fuerzas hidráulicas de LOCA sobre los internos y la vasija se consideraron las cargas ocasionadas por rotura de tuberías grandes, que eran envolventes de las cargas que se producían teniendo en cuenta el criterio LBB.

Ahora, con motivo del aumento de potencia del 8 %, se han calculado las fuerzas hidráulicas de LOCA sobre los internos suponiendo la rotura en guillotina de las líneas de inyección de seguridad (IS) a las ramas fría y caliente, ambas tuberías de 6". El objeto de este análisis es determinar con precisión las fuerzas hidráulicas sobre los internos y a partir de ellas los desplazamientos, para así poder analizar correctamente el comportamiento mecánico- estructural del combustible. Es por ello que el análisis se ha llevado a cabo solamente para los componentes internos, en tanto que influyen sobre el diseño del combustible. Este análisis genera cargas menores a las consideradas en el análisis inicial de LOCA (rotura de tuberías de los lazos). Para otros componentes (bombas, presionador, etc.) no se ha llevado a cabo ningún análisis para este tipo de LOCA, dado que las cargas que se obtendrían estarían envueltas por las ocasionadas por el LOCA grande, postulado en su día, tal y como ya se ha señalado anteriormente.

Para la evaluación de las fuerzas hidráulicas de LOCA se han examinado diversos documentos y casos, en concreto los relacionados con:

- Roturas de las líneas de inyección de seguridad en la rama fría y en la rama caliente.
- Historial de movimientos de las placas del núcleo superior e inferior, movimientos de la vasija y cargas de interfase de los internos de la vasija.
- Datos sobre Lower/Upper Core Plate (LCP-UCP) displacement y Core Barrell displacements at the UCP Elevation

Del análisis efectuado y revisado durante la inspección de referencia CSN/AIN/AL0/09/846, se considera que el análisis de las fuerzas hidráulicas de LOCA llevado a cabo con motivo del aumento de potencia del 8 % es correcto y la evaluación satisfactoria.

3.10.3 Fluencia en la vasija del reactor

CN Almaraz ha realizado una evaluación de la fluencia de neutrones rápidos en la región central de la vasija de las dos unidades para el proyecto de aumento de potencia, siguiendo las directrices establecidas en la R.G. 1.190 "Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence".

Se ha verificado que tanto la metodología de cálculo de la fluencia como la realización de medidas dosimétricas cumplen con lo establecido en esta guía. CN Almaraz ha realizado igualmente una estimación de incertidumbres basada en las directrices establecidas en la guía, que incluye comparaciones con valores de referencia actualmente aceptados, análisis de sensibilidad de los cálculos neutrónicos y comparación con las medidas dosimétricas realizadas en la propia planta. Los valores de incertidumbres obtenidos entran dentro de los valores válidos establecidos en la Guía.

De lo anterior se concluye que la metodología seguida en la determinación de la fluencia de neutrones rápidos en las condiciones de aumento de potencia cumple con los requisitos exigidos en la normativa aplicable, siendo por tanto válida.

3.10.4. Evaluación de las tasas de generación de calor por radiación gamma

La tasa de generación de calor gamma (*HGR, heat generation rate*) refleja la cantidad de energía depositada en los componentes internos por medio de la irradiación gamma, y que conduce a un aumento de temperatura de los componentes. El aumento de potencia del 8 % conlleva a un aumento de la HGR, lo que provoca un aumento de temperatura que genera diferentes tensiones en el componente y en las estructuras de unión con otros componentes, con respecto a la situación previa al aumento de potencia. Para cada tipo de geometría, se han calculado las distribuciones de tasas de generación de calor a largo plazo y a corto plazo. Los cálculos a largo plazo proporcionan datos para los análisis de fatiga, mientras que los de corto plazo se utilizan para la obtención de la temperatura máxima y las tensiones térmicas en los respectivos componentes, y se emplean como datos de partida para la evaluación de la integridad estructural de los componentes internos del reactor que se explican a continuación.

3.11. Evaluación de componentes del NSSS

Para la evaluación de las modificaciones en los transitorios se han examinado diversos documentos relacionados con los mismos. Esta revisión se ha llevado a cabo durante la inspección de acta de referencia CSN/AIN/AL0/09/846, afectando a los siguientes componentes:

1 Vasija
2 Componentes internos del reactor
3 Mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDMs)
4 Bombas del refrigerante del reactor
5 Presionador
6 Tanque de alivio del presionador
6 Generadores de vapor
7 Tubería y soportes del circuito del refrigerante del reactor, toberas de las ramas
8 Líneas auxiliares de clase 1
9 Leak-before-brak (LBB) (fuga antes de rotura)
10 Evaluación de las líneas de descarga de las válvulas de seguridad del presionador

3.11.1. Evaluación de la vasija

Para las vasijas, con motivo del aumento de potencia, CNA ha preparado documentos relacionados con:

- Especificación de transitorios de la vasija, donde se recogen las modificaciones en los transitorios de diseño de la vasija con motivo del aumento de potencia, que resultan ser poco significativas en general.
- Análisis del efecto del cambio de los transitorios de diseño y de las condiciones de operación sobre la integridad estructural de la vasija del reactor.
  Los análisis llevados a cabo en cada una de las localizaciones significativas de la vasija concluyen que los análisis de tensiones llevados a cabo con motivo del cambio de los GV en la década de 1990 siguen siendo válidos.

Teniendo en cuenta todo lo anterior, se concluye para los componentes retenedores de presión de la vasija que los resultados de los documentos de análisis correspondientes al cambio de los generadores de vapor siguen siendo válidos, por lo que los márgenes de seguridad no se modifican, y se siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME en la edición aplicable.

3.11.2. Evaluación de los componentes internos del reactor

Los componentes internos del reactor están diseñados para resistir las fuerzas debidas al peso de las estructuras, el peso de los elementos de combustible, las cargas dinámicas de los haces de barras de control, las cargas vibratorias y las aceleraciones sísmicas. Dado que los transitorios aplicables han sufrido modificaciones pequeñas con motivo del aumento de potencia, las consideraciones más importantes a tener en cuenta se basan en el análisis dinámico del sistema de la vasija, el análisis de la vibración de los internos del reactor inducida por el flujo, así como el análisis del impacto de las nuevas tasas de generación de calor por radiación gamma (HGR).

Al respecto de lo anterior, se ha evaluado en primer lugar un documento general para los internos, y otro específico para los pernos *baffle-former* (que unen el baffle de la vasija con las chapas horizontales soldadas al barrilete) que analiza este componente concreto desde el punto de vista de las HGRs. Se ha revisado lo siguiente:

- Análisis del impacto del aumento de potencia en la integridad estructural de los internos del reactor. El análisis se centra en los componentes internos más limitantes a efectos de análisis estructural, a saber, las placas superior e inferior del núcleo, y los pernos *baffle- former*.
- Análisis específico para los pernos *baffle- former*, en lo referente a las tasas de generación de calor por radiación gamma. Las diferencias en la temperatura media del metal del barrilete y las placas baffle generan cargas térmicas en los pernos *baffle- former*, producidas tanto por el efecto del refrigerante como por las HGR (especialmente por las HGR). El documento describe el análisis de fatiga que se ha llevado a cabo con el objeto de comprobar que el factor de uso de los pernos se mantiene inferior a la unidad.

Tras la revisión de la documentación afectada se considera que los componentes internos del reactor afectados por los transitorios y por las tasas de generación de calor por radiación gamma, fruto del aumento de potencia, son las placas superior e inferior del núcleo y los pernos de unión *baffle- former*.

Las placas superior e inferior del núcleo están envueltas por los análisis llevados a cabo para C.N. Ascó, mientras que para los pernos *baffle- former* se ha llevado a cabo un análisis específico para CNA.

El análisis específico para los pernos demuestra que los factores de uso acumulado de los mismos se mantienen por debajo del valor admitido. De esta forma, se concluye que los internos del reactor siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.11.3. Evaluación de los CRDMs

Con motivo del aumento de potencia, se ha analizado el efecto del cambio de los transitorios de diseño y las condiciones de operación sobre los CRDMs. (*Control Rod Drive Mechanisms*, mecanismos de accionamiento de las barras de control).

De la revisión realizada se concluye:

- Tanto los transitorios aplicables, como las condiciones operativas, como las cargas de LOCA están envueltas por los análisis vigentes (condiciones aplicables al mini-aumento de potencia, que a su vez coinciden con las condiciones aplicables desde el cambio de los generadores de vapor).
- El documento WENX 94/03, donde se recoge lo anterior, ya fue evaluado por el CSN con motivo del cambio de los generadores de vapor, en el informe CSN/IEV/INMEC/AL0/9601/01 "Informe de evaluación del reanálisis de los mecanismos de accionamiento de las barras de control de las unidades I y II de C.N. Almaraz.

Teniendo en cuenta todo lo anterior, se concluye que los CRDMs siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.11.4. Evaluación de las bombas de refrigerante del reactor (RCP)

Con motivo del aumento de potencia, se ha analizado el efecto del cambio de los transitorios de diseño y las condiciones de operación sobre las RCP. De la revisión realizada se concluye:

- Tanto los transitorios aplicables, como las condiciones operativas, como las cargas de LOCA están envueltas por los análisis vigentes (condiciones aplicables al mini-aumento de potencia, que a su vez coinciden con las condiciones aplicables desde el cambio de los generadores de vapor).
- El documento WENX 93/40, donde se recoge lo anterior, ya fue evaluado satisfactoriamente por el CSN con motivo del cambio de los generadores de vapor, tal como recoge el informe CSN/IEV/INMEC/AL0/9512/56 "Informe de evaluación del reanálisis de las bombas del refrigerante del reactor de las unidades I y II de C.N. Almaraz.

De ello se concluye que las bombas del refrigerante del reactor siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.11.5. Evaluación del presionador

Con motivo del aumento de potencia, se ha analizado el efecto del cambio de los transitorios de diseño y las condiciones de operación sobre el presionador. El documento que recoge este análisis es el EDAM/07/503R, Rev.0 "Almaraz Units 1 and 2- Verificación of the Impact of 8% Power Uprating Program on the Structural Integrity of the Pressurizer Vessel", de mayo de 2008. Este documento se ha revisado, destacándose lo siguiente:

- Tanto los transitorios aplicables, como las condiciones operativas, como las cargas de LOCA están envueltas por los análisis vigentes (condiciones aplicables al mini-aumento de potencia, que a su vez coinciden con las condiciones aplicables desde el cambio de los generadores de vapor).
- El documento WENX 93/39 fue evaluado satisfactoriamente por el CSN con motivo del cambio de los generadores de vapor en 1996, tal como recoge el informe CSN/IEV/INMEC/AL0/9603/26 "Informe de evaluación del reanálisis del presionador de las unidades I y II de C.N. Almaraz, de acuerdo con el apartado 3.1.5 del informe de licenciamiento de sustitución de los GG.VV.", cuyas tablas II y III recogen precisamente dichas tensiones.

Teniendo en cuenta lo anterior, se concluye para el presionador que los resultados de los documentos de análisis correspondientes al cambio de los generadores de vapor siguen siendo válidos, por lo que los márgenes de seguridad no se modifican, y se siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME en la edición aplicable.

Por otra parte, se han modificado las válvulas de seguridad del presionador y sus líneas de conexión asociadas con el fin de eliminar el retardo del alivio y mantener el margen de presión necesario en los accidentes de rotor bloqueado de una BRR y disparo de turbina con pérdida de potencia exterior, reanalizados para el APE. El nuevo diseño incorpora un disco flexible de inconel (FLEXI-DISC) que minimiza las fugas de vapor por el asiento de las válvulas, complementariamente a la eliminación de los sifones de las líneas de conexión al presionador, instalando en su lugar líneas de drenaje continuo de ¾" desde cada válvula hacia el propio presionador, las cuales van calorifugadas con aislamiento reflectivo metálico (RMI). El titular indica que no se modifican características de funcionamiento de las válvulas que puedan afecten a su capacidad, *blowdown, etc*, sino que simplemente se mejoran sus características de estanquidad frente al ambiente de vapor en que tras la modificación estarán inmersas.
La pérdida de carga en los sumideros asociada al inventario adicional de aislamiento metálico reflectivo (RMI) que se instala con esta MD se estima en 2mm, lo cual impacta despreciablemente en el margen de NPSH de los ECCS en el modo de aspiración de los sumideros.

Tanque de alivio del presionador (TAP)

El TAP se diseña con el criterio de proporcionar un volumen de agua suficiente para condensar la carga máxima de vapor, igual al 110% del volumen de vapor del presionador a plena carga. Este es el volumen que se produciría en un rechazo total de carga sin disparo rápido del reactor como consecuencia del disparo de la turbina. Si se asume el disparo posterior del reactor por actuación del sistema de protección el rango de nivel de operación debe ser tal que, después de la descarga de diseño, la presión en el TAP se mantenga inferior a 3.51Kg/cm2 y la temperatura inferior a 93.3ºC.

Suponiendo la condición inicial del presionador en el mínimo valor de operación posible (51.8%), para maximizar el vapor evacuado al TAP, la masa de vapor correspondiente al 110% del volumen libre del presionador en condiciones de saturación es de 2145.5Kg. Para condensar esta masa sería necesario incrementar el volumen de agua en el TAP, pasando del rango de operación actual entre el 56.2% y el 72% (alarmas de bajo y alto nivel, respectivamente) al rango comprendido entre el 71.4% y el 78.9%.

El caso más limitante observado, correspondiente a pérdida de carga eléctrica exterior y/o disparo de turbina con posterior disparo del reactor por OTΔT, la evacuación máxima de vapor al TAP sería de 1150.3 Kg, dentro de la capacidad actual, por lo que no sería necesario modificar su rango de operación.

3. 11.6. Evaluación de los generadores de vapor

Con motivo del aumento de potencia, CNA ha analizado el efecto del cambio de los transitorios de diseño y las condiciones de operación tanto en la carcasa del GV como en sus internos. Para evaluar estos análisis, se han examinado con detalle los documentos y casos relacionados con:

- Análisis de tensiones y de fatiga en la carcasa de los generadores de vapor.
- Análisis de tensiones de los internos de los generadores de vapor
- Análisis del fretting en los tubos de los generadores de vapor

En cuanto al desgaste por fretting a los 40 años de operación de los tubos de los generadores de vapor daría lugar a una disminución del espesor de la pared del tubo inferior al de criterio de taponado.

Para los generadores de vapor y sus internos, los transitorios y las condiciones operativas sufren variaciones de pequeña entidad. Los análisis vigentes son envolventes para la situación de aumento de potencia, salvo en el caso del componente *lower assembly*, donde los cambios en las tensiones son muy poco significativos (en las condiciones de emergencia y fallo). Las tensiones y los factores de uso para este componente se encuentran dentro de los admisibles.

Teniendo en cuenta todo lo anterior, se concluye que los generadores de vapor siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.11.7. Evaluación de la tubería y soportes del circuito del refrigerante del reactor, toberas de las ramas

De acuerdo al informe de licenciamiento, con motivo del aumento de potencia el análisis de tuberías del circuito de refrigerante del reactor tan solo sufre cambios menores, mientras que los análisis de soportes del primario y de las toberas del circuito primario no sufren cambio alguno.

Para la evaluación se han examinado los documentos relacionados con:

- Análisis del impacto del aumento de potencia del 8 % en los lazos de refrigeración del reactor.
- Análisis estructural de los lazos de refrigeración del reactor

De los análisis revisados, que incluyen tanto el cambio de los generadores de vapor en los años 96-97, como las modificaciones como consecuencia del mini-aumento, como el incremento actual del 8% se concluye que los análisis actuales siguen siendo válidas, debido a las similitudes en temperaturas y presiones, y teniendo en cuenta la naturaleza envolvente de los transitorios de diseño existentes.

Teniendo en cuenta lo anterior, se concluye que la tubería y soportes del circuito de refrigerante del reactor, así como las toberas de las ramas siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.11.8. Evaluación de las líneas auxiliares de clase 1

Las líneas auxiliares de clase 1 que se tratan son tuberías unidas a los lazos primarios de refrigerante del reactor, y están englobadas en los siguientes sistemas:

- Sistema de refrigeración del reactor
- Sistema de extracción de calor residual
- Sistema de control químico y volumétrico
- Sistema de inyección de seguridad

Para la evaluación de las líneas auxiliares, durante la inspección de acta de referencia CSN/AIN/AL0/09/846, en las oficinas de Empresarios Agrupados, se revisaron los documentos que constituye el estudio de dichas líneas auxiliares. De ellos se deduce que las condiciones de diseño no han variado, y los cambios en las condiciones de operación son insignificantes. Tampoco se modifican los desplazamientos en las toberas.

Asimismo se considera que no es necesario el reanálisis o repetición de los cálculos de ninguna de las líneas afectadas, y que las líneas auxiliares de clase 1 cumplen los requisitos de diseño definidos en la especificación correspondiente y que su diseño es adecuado.

Teniendo en cuenta lo anterior, se concluye que las líneas auxiliares de clase 1 y sus soportes siguen cumpliendo los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.11.9. Evaluación del análisis de LBB

El análisis de LBB se trata en el apartado 11.9 del informe de licenciamiento.

- Durante la inspección ya mencionada, de acta de referencia CSN/AIN/AL0/09/846, se examinó un documento específico sobre LBB "Leak- before- break (LBB) (Fuga antes de rotura)" para el aumento de potencia que concluye que:
    - Existe margen entre el tamaño de grieta crítica y una grieta postulada que genera una tasa de fuga detectable
    - Existe margen suficiente entre la fuga a través de una grieta postulada y la capacidad de detección de fugas
    - Existe margen en la carga aplicada
    - El crecimiento de grietas por fatiga es despreciable

Se ha comprobado que los parámetros de operación del proyecto de aumento de potencia del 8 %, y los transitorios de diseño revisados aplicables a las tuberías del circuito de refrigerante del reactor, línea de compensación y líneas del RHR de las unidades 1 y 2 de CNA, tienen un impacto despreciable en los análisis originales justificativos del LBB realizados con motivo del cambio de los generadores de vapor (y evaluados en su día por el CSN), y, en consecuencia, no afectan a las conclusiones de estos análisis, que siguen siendo aplicables.

Se concluye pues que el análisis de LBB sigue siendo válido en condiciones de aumento de potencia.

3.11.10. Evaluación de las líneas de descarga de las válvulas de seguridad del presionador

Las líneas de descarga de las válvulas de seguridad del presionador no se tratan específicamente en el informe de licenciamiento. Sin embargo, dado que las condiciones de operación de los sellos han sufrido modificaciones (no debidas al aumento de potencia en sí, sino a cambios en las válvulas de seguridad), se ha procedido a evaluar estas líneas. Los cambios afectan a:

- Cambio del disco y su asiento en las válvulas de seguridad. De este modo las válvulas pasan a ser estancas con vapor (haciéndose innecesaria la existencia de una columna de agua en el sello).
- Instalación de una línea de drenaje de ¾" de acero inoxidable que comunica la parte inferior del sifón con el presionador a través de la línea de toma de muestras. De esta forma se elimina la columna de agua del sello (el sifón previo a la válvula pasa a albergar solamente vapor).

Como consecuencia de los análisis realizados no se cambia ni el trazado de las líneas existentes, ni se modifica ni se introduce ningún soporte estructural. Tan solo se añade la línea de drenaje con sus soportes. Únicamente se procede a la eliminación de 3 soportes antilátigo en cada unidad, aunque podrían eliminarse todos ellos por pasar a ser innecesarios.

Se han revisado los documentos relacionados con:

- Análisis de eliminación del sello en las válvulas de seguridad del PZR
- Análisis de flexibilidad, para la unidad 1, de las tuberías del sistema de descarga de las válvulas de seguridad (incluidas las nuevas líneas de drenaje)

En resumen, se han revisado los cálculos relativos a las nuevas fuerzas hidráulicas, que disminuyen considerablemente debido a la eliminación del sello. También se han examinado los cálculos de lexibilidad del nuevo sistema de tuberías, que concluyen que las tensiones se encuentran dentro de las admisibles, salvo en un nodo de cálculo, que las supera muy ligeramente (un 3,6 %). El análisis considera aceptable este resultado, dado que la superación del límite es pequeña, y que la carga básica que origina esta tensión es la debida al terremoto SSE.

Tras la revisión realizada se considera que las líneas de descarga de las válvulas de seguridad del presionador y sus soportes cumplen con los requisitos de la sección III del código ASME, en la edición aplicable.

3.12. Análisis del BOP ("Balance of Plant")

A continuación se describe la evaluación para cada uno de los componentes que figuran en los puntos siguientes.

3.12.1. Turbina principal

Con el APE se modifican las condiciones del vapor de entrada a la turbina (menor P y T, mayor caudal), lo que hace necesario adaptar la turbina de alta presión con un nuevo rotor y estator para aumentar la admisión y acomodar el mayor caudal de vapor necesario. No se modifican las válvulas de admisión, ni el modo de funcionamiento conjunto. No se han requerido cambios en la instrumentación de la turbina, mientras que los puntos de tarado asociados se encuentran identificados "*Almaraz Uprating. Comprobación de los puntos de tarado del BOP como consecuencia del aumento de potencia*". Tampoco se han modificado los sistemas auxiliares ni la turbina de baja presión.

Aparte de la información sobre los puntos de tarado de baja presión de aceite de autoparada y/o cierre de la válvula de parada de la turbina de la tabla 2.2-1 de las ETF y la nueva relación entre la presión de la cámara de impulsos de la turbina y la potencia como input de enclavamientos y sistemas de control no se han identificado otros aspectos que requieran una revisión adicional más profunda.

3.12.2. Sistema de rociado de la contención

El titular ha realizado un análisis de detalle del sistema de rociado de la contención en las nuevas condiciones del APE.

Con respecto al análisis de compatibilidad del sistema de rociado de la contención, el titular manifestó haber analizado el funcionamiento al máximo caudal previsto en el modo de recirculación de 4000 gpm, a pesar de que la tabla 15.4.1-2 correspondiente a los datos considerados para el análisis LBLOCA indica que "no se simula" la recirculación del rociado. Por tal motivo, se considera preciso incluir en el IL el análisis de compatibilidad correspondiente al funcionamiento al máximo caudal previsto en el modo de recirculación de 4000 gpm.

Con respecto a los nuevos inputs considerados en el análisis radiológico (tiempo de iniciación del rociado, que pasa de 110 segundos a Hi-1+ 63 segundos y tiempo de iniciación de la fase de recirculación, que pasa de 1800 a 1500 segundos), tras las aclaraciones e información adicional aportados por el titular, se consideran aceptables las justificaciones del titular en lo que se refiere a los aspectos funcionales del sistema de rociado.

Por otro lado, el titular indicó que el adelanto a 1500 segundos de la transferencia al modo recirculación resulta de considerar su iniciación al alcanzar el punto de consigna de bajo nivel del TAAR (21%), en lugar del punto de consigna de muy bajo nivel (18%). Se consideran justificados los cambios del ES propuestos por el titular en lo que se refiere a los aspectos funcionales del sistema de rociado, pero se considera necesario que el titular incorpore el contenido de estas justificaciones en el ES. Por otro lado, se corregirá la tabla 6.2.1-37 de la propuesta de modificación del ES para reflejar correctamente la información sobre el tiempo de iniciación del rociado y de la fase de recirculación, así como los retrasos de ambas señales.

3.12.3. Sistema de agua de alimentación auxiliar (AFW)

El aumento de potencia solicitado no supone la modificación de ningún elemento físico de este sistema y únicamente afecta al caudal mínimo suministrado en caso de accidente y al inventario de agua mínimo que se debe asegurar en los dos tanques de aporte al sistema.

Según el capítulo 6.5.1 del ES, el AFW debe suministrar a los generadores de vapor un caudal mínimo de 86,4 m^3/h (380 gpm) en el plazo de un minuto después de haberse producido su señal de actuación. El sistema debe ser capaz de aportar dicho caudal mínimo requerido a los dos generadores de vapor no afectados por la rotura en el caso más limitativo de rotura de tubería del secundario, asumiendo un fallo simple de un componente activo mecánico o eléctrico.
CNA propone modificar el caudal proporcionado por el AFW en los análisis vigentes, pasando de 86,4 m^3/h (380 gpm) a 92,2 m^3/h (406 gpm).

La validez de este caudal desde el punto de vista térmico también se ha revisado, considerando que es correcto.

Otro de los cambios que propone CNA es el referido a los nuevos volúmenes requeridos en el tanque de agua de AFW de 487,5 m3, para mantener la central en disponible caliente durante 8 horas en caso de LOCA para la unidad no afectada, sin LOCA, que va a ir a parada, y en el conjunto de los tanques de condensado y AFW de 1005,2 m3, necesarios para mantener la planta en disponible caliente durante 19 horas que es el tiempo necesario para alcanzar las condiciones de entrada del RHR en la unidad que va a parada sin LOCA.

Estos volúmenes se consideran adecuados incluso teniendo en cuenta las incertidumbres de medida y de proceso y comprobando que los nuevos valores están dentro del rango de medida de la instrumentación de los dos depósitos.

Los cambios al ES en el capítulo 6.5 se limitan a actualizar el valor de caudal mínimo suministrado por el sistema AFW a los generadores de vapor tras producirse la señal de actuación. También se indica el nuevo volumen útil del tanque de AFW con el fin de contemplar el aumento de potencia (WENX-08-10). Ambos cambios se consideran aceptables. CNA deberá incluir en el ES los nuevos valores de volumen disponible de agua en los tanques de AFW y condensado.

En cuanto a las ETF, CNA deberá realizar una propuesta de modificación del la ETF 3.7.1.3 para incluir el porcentaje de nivel de llenado del tanque de AFW y para indicar en las bases asociadas que los valores recogidos en la ETF incluyen las incertidumbres de medida y de proceso.

3.12.4. Sistema de agua de refrigeración de componentes

Se considera que el aumento de potencia solicitado no supone la modificación de ningún elemento físico de este sistema y únicamente afecta al pico de temperatura máxima alcanzada por el sistema en el transcurso del accidente base de diseño. Este aumento de temperatura es del orden de 1º F por lo que se alcanza una temperatura máxima de 106,46 ºF que supone que el perfil de temperatura del aire en las salas de equipos de salvaguardia esté siempre por debajo del perfil de calificación ambiental de dichos equipos.

En el modo recarga debido a la mayor carga térmica a extraer y a la limitación de temperatura máxima del agua de la piscina de combustible gastado a 140 ºF (60 ºC), CNA ha recalculado los caudales máximos que puede suministrar el sistema CC a los cambiadores de calor de la piscina de combustible gastado, obteniendo unos valores entre 273 y 302 m^3/h por cambiador cuando se refrigeran los tres cambiadores simultáneamente. Durante la evaluación se requirió que durante la próxima recarga, CNA realizara una prueba de medición de caudales de refrigeración del sistema CC hacia los cambiadores de la piscina de combustible. Con el fin de poder asistir a la realización de dicha prueba el titular deberá remitir el procedimiento aplicable con la suficiente antelación.

Teniendo en cuenta lo anterior se considera que el sistema de agua de refrigeración de componentes será capaz de asumir el impacto del APE-108. Los cambios asociados al ES para actualizar la información que contempla la nueva carga térmica a evacuar en componentes y esenciales como consecuencia del aumento de potencia se consideran adecuados. En cuanto a ETF el aumento de potencia no afecta a este sistema.

3.12.5. Sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado

El punto de partida de esta evaluación es la realización de análisis térmicos que determinen el calor desprendido por los elementos combustibles presentes en la piscina.

C.N. Almaraz presenta los cálculos de calor residual del combustible gastado para las nuevas condiciones asociadas al aumento de potencia. En este estudio se presentan dos tipos de cálculos. En primer lugar se realiza un análisis denominado teórico, y en segundo lugar se obtienen valores de calor residual considerados realistas que se obtienen minorando el valor obtenido en el análisis teórico un 25 %.

La evaluación realizada se ha basado en el análisis de la normativa aplicable actualmente en vigor y en la realización de cálculos independientes.

La revisión de marzo de 2007 del NUREG-800, en su apartado 9.1.3 "Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System", establece la metodología aceptable para el cálculo del calor residual, que se desarrolla en la Guía Reguladora 1.13 "Spent Fuel Storage Facility Design Basis, como por el hecho de aumentar potencia", rev. 2, de marzo de 2007

El análisis realizado por C.N. Almaraz cumple con los requisitos establecidos en esta nueva revisión. El cálculo teórico realizado por C.N. Almaraz se basa en el conocimiento de la operación pasada y en la estimación de condiciones conservadoras, dentro de los valores previstos en el Programa de Operación de Ciclos de la planta, para tener en cuenta ciclos futuros hasta superar la capacidad de la piscina de combustible gastado.

Se considera que los parámetros utilizados en el cálculo asociados a los futuros ciclos de irradiación, tiempos de irradiación, tiempos de enfriamiento, lotes de recarga, etc., son correctos.

Para confirmar la idoneidad de los resultados presentados, el CSN ha realizado cálculos independientes del calor residual asociado a los lotes de recarga de mayor carga térmica, para los modos de cálculo de almacenamiento y recarga. De este análisis se pueden obtener dos conclusiones:

1. Por un lado corrobora los valores obtenidos por C.N. Almaraz mediante el análisis teórico, para ambos modos.
2. Por otro lado pone en duda la validez de la reducción del 25 % para obtener un valor de calor residual realista. Los valores obtenidos de forma independiente por el CSN son sólo entre un 8 y un 13 % inferiores a los valores teóricos de C.N. Almaraz.

Por ello, durante la prueba de medición de caudales de refrigeración del sistema CC hacia los cambiadores de la piscina de combustible requerida en el apartado anterior 3.12.4, CNA realizará las medidas necesarias para confirmar la validez de las hipótesis de carga térmica en la piscina y revisar los cálculos de acuerdo con los resultados de dicha prueba.

Los cálculos presentados por CNA tienen en cuenta el nuevo límite de 60 ºC (en vez de 65 ºC) como temperatura máxima del agua de la piscina en cualquier modo operativo y considerando fallo simple.

Por tanto se han rebajado los límites de refrigeración en piscina tanto por el nuevo límite de 60º C, fijado por la nueva normativa de la Guía Reguladora 1.13.

Valorando toda la información disponible, el CSN considera que el sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado será capaz de asumir el impacto del APE-108. No obstante, los márgenes se reducen significativamente, por lo que en el marco de la renovación de la autorización, cuya evaluación está en curso, CNA deberá proponer mejoras que aumenten los márgenes de refrigeración y supongan un aumento de la capacidad de refrigeración de este sistema.

También se ha recalculado la curva que relaciona el tiempo mínimo de descarga con la temperatura de componentes al haberse modificado la mayor parte de las hipótesis de cálculo de dicha curva para adoptar condiciones más realistas. A este respecto, y con la finalidad de que futuras modificaciones de la gráfica no requieran evaluación del CSN, CNA deberá proponer tras el APE una modificación de ETF para incluir esta curva que deberá representar una única gráfica y no dos (análisis teórico y realista) como ocurre actualmente.

En relación con las ETF, CNA propone modificar la ETF 3.9.15 para adaptarla al nuevo límite de 60º C., lo cual se considera adecuado. Sin embargo, CNA deberá , cuando presente la modificación de la ETF 3.9.15., eliminar el comentario señalado con dos asteriscos según el cual se permitiría tener inoperables las bombas comunes de los sistemas CCW y ESW cuando la temperatura en la piscina de combustible se haya estabilizado por debajo de 52 ºC.

En conclusión, se consideran aceptables las modificaciones realizadas al ES.

3.12.8. y 3.12.9. Sistema de agua de servicios esenciales (ESW)/ sumidero final de calor (UHS)

El aumento de potencia solicitado no supone la modificación de ningún elemento físico de estos sistemas. Los caudales y presiones del ESW no cambian como consecuencia del aumento de potencia y se ha comprobado que para estas condiciones la temperatura del UHS se mantiene por debajo del límite de 35 ºC (95 ºF).

Se consideran adecuados los cambios propuestos al ES. En cuanto a las ETF, el aumento de potencia no afecta a las ETF de los sistemas de SW y UHS.

Teniendo en cuenta lo anterior se considera que el sistema de agua de servicios esenciales y sumidero final de calor es capaz de asumir el impacto del APE 108.

3.12.10. Sistema de condensado y agua de alimentación

De la evaluación realizada, cabe destacar los siguientes aspectos:

- CN Almaraz prevé reemplazar las bombas de condensado y de drenaje de calentadores por otras de mayor capacidad, con un doble objetivo: incrementar el caudal de agua de alimentación en un 9,5% y proporcionar suficiente presión en la aspiración de las bombas de agua de alimentación.

- A pesar del aumento en el caudal del agua de alimentación, CN Almaraz no tiene previsto modificar las válvulas de control del sistema de agua de alimentación. Sin embargo, tal y como se indicó durante la auditoria mantenida el 13 de octubre de 2009 en las oficinas de Empresarios Agrupados, los cálculos de dimensionado de las nuevas bombas de condensado y drenaje de calentadores han sido realizados para una apertura de estas válvulas del 60% en operación normal, por lo que no se pierde capacidad de regulación.
- La pérdida de alguna de estas bombas (condensado y drenaje de calentadores) se encuentra postulada en el apartado 10.4.6.7 del Estudio de Seguridad, en el que se indica que el diseño cubre estos posibles transitorios, manteniendo las condiciones de aspiración en las bombas de agua de alimentación. En la propuesta de revisión del ES se actualizan los parámetros de estos transitorios.

Se consideran aceptables las modificaciones realizadas al ES.

3.12.11. Sistema de extracción de vapor / drenaje de calentadores

Durante la auditoria realizada en las oficinas de Empresarios Agrupados el 13 de octubre de 2009, se pudo observar el balance térmico en base al cual CN Almaraz concluye que las líneas de extracción de vapor para las nuevas condiciones de presión, temperatura y caudal correspondientes al aumento de potencia tienen capacidad suficiente en la nueva situación.

Respecto al sistema de drenaje de calentadores cabe destacar la sustitución de sus bombas por otras de mayor capacidad como ya se ha indicado al hacer referencia al sistema de agua de alimentación, así como el cambio de algunas líneas y de las válvulas de control como consecuencia del aumento de los drenajes producidos por los nuevos recalentadores de vapor principal.

3.12.12. Sistema de drenajes de equipos y suelos

CN Almaraz concluye en su IL que los residuos radiactivos líquidos generados permanecen constantes, viéndose únicamente incrementada su actividad, por lo que CN Almaraz concluye que el sistema actual es válido para las nuevas condiciones de aumento de potencia. Dando crédito a los cálculos realizados por CN Almaraz respecto a los residuos radiactivos líquidos generados, las conclusiones obtenidas se consideran aceptables.

A modo de resumen, cabe concluir que de la evaluación de la documentación suministrada por CN Almaraz sobre cómo afectará el aumento de potencia a los sistemas evaluados en este informe, se considera que ésta es aceptable.

3.12.13. Sistemas de ventilación de salvaguardias

El titular ha evaluado el impacto que el aumento de potencia tiene sobre los sistemas de ventilación, concluyendo que no tiene repercusiones en las condiciones normales de operación. En condiciones de accidente sólo tiene repercusión en los sistemas de ventilación que tienen como sistema soporte el sistema de agua de refrigeración de componentes, dado que como consecuencia del aumento de potencia han variado los perfiles de temperatura de dicho sistema. Esta variación repercute en las unidades de ventilación que tienen dicho sistema como soporte.

Las unidades de ventilación afectadas son: salas de bombas del sistema de evacuación del calor residual, salas de bombas de inyección de seguridad, salas de bombas de aspersión de la contención, salas de bombas de agua de alimentación auxiliar, salas de bombas del sistema de agua de refrigeración de componentes y unidades de aire acondicionado de la sal de control. En estos casos se ha efectuado una evaluación de las posibles repercusiones que puede tener la variación de la temperatura del agua en las condiciones ambientales de cada una de las áreas. Las temperaturas máximas alcanzadas han sido comparadas con las temperaturas de cualificación ambiental de los equipos más limitativos. En todos los casos los resultados han sido aceptables.

Igualmente se ha analizado las condiciones ambientales de los cubículos requeridos en caso de station blackout (SBO). Estas áreas han sido: salas de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar y salas de distribución de corriente continua. Los resultados obtenidos han sido comparados con los criterios de aceptación establecidos. En todos los casos los resultados han sido aceptables.

La única modificación necesaria en los documentos oficiales de licencia, ha sido el cambio en el Estudio de Seguridad de la temperatura máxima del sistema de servicios esenciales de 39,44 ºC a 35 ºC.

Asimismo, se ha cuestionado el cumplimiento del criterio de fallo único de la línea de suministro del edificio auxiliar al cubículo de las bombas de agua refrigeración de componentes utilizado en los cálculos de evolución de la temperatura ambiente y comprobación real del caudal utilizado en los cálculos.

En el cálculo correspondiente a la sala de bombas del Sistema de Refrigeración de Componentes, el titular había considerado, adicionalmente a la potencia frigorífica de las unidades enfriadoras, un caudal de aire exterior adicional aportado a través de la línea de suministro general del edificio. Sin embargo, esta línea dispone de la compuerta HV-5712 F que no cumple el criterio de fallo simple, que debe estipularse en condiciones de accidente, y cuyo fallo al cierre impediría el suministro del caudal considerado.

Por ello, Empresarios Agrupados ha efectuado un nuevo cálculo sin el caudal de aire adicional indicado anteriormente. Las temperaturas obtenidas en el mismo son lógicamente superiores a las del cálculo original, pero inferiores, en la mayor parte del transitorio, al límite de 50ºC, con lo cual se considera correcto.

3.12.14. Sistemas de filtración de salvaguardias

Se ha realizado una inspección para comprobar si las unidades de filtración consideradas en los análisis de accidentes cumplen el límite establecido en la RG 1.52 de 2,5 mg I/gr carbón.

Los sistemas de filtración están diseñados para retener productos radiactivos tras un accidente base de diseño. A la vista de los nuevos análisis de accidentes realizados por el titular, éste concluye que los sistemas de filtración no sufren modificaciones con relación a las condiciones vigentes. Esta conclusión es la recogida en el trámite al acta de inspección y modifica la incluida en el documento TE-98/001 revisión 0.

El aumento de potencia ha supuesto un recálculo del término fuente y del análisis de accidentes. La R.G. mencionada anteriormente establece que las unidades de adsorción deberían estar diseñadas para una carga máxima de 2,5 mg de Yodos totales por gramo de carbón activo.

El titular no había efectuado esta comprobación que fue solicitada por la Inspección. En el trámite al acta, el titular manifiesta que esta comprobación no fue realizada en el diseño original y, en consecuencia, no puede valorarse si el aumento de potencia introduce modificaciones significativas, y si se cumple, en ambos casos, originalmente y con el aumento de potencia, el límite establecido en la R.G.

Como consecuencia de lo expuesto, la evaluación concluye que:

- Las modificaciones al Estudio de Seguridad, al documento de Licenciamiento TE-98/001y al documento SL-08/027 (SBO) recogidas en el trámite al acta de inspección son aceptables.
- El titular deberá de efectuar las comprobaciones oportunas con objeto de verificar que se cumple el límite establecido en la R. G. 1.52 de 2,5 mg de I/gr carbón para los sistemas de filtración.

3.12.15. Sistemas de protección contraincendios - PCI

De la evaluación realizada se considera aceptable el análisis realizado por CNA para el sistema de PCI dentro del proyecto de aumento de potencia.

CNA está actualmente en un proceso de transición desde la normativa vigente de protección contra incendios recogida en las bases de licencia actuales, a la nueva regulación desarrollada en la Sección c) del 10CFR 50.48 como alternativa a la sección b) (Ap. R), de acuerdo a la norma NFPA 805, "Performance-Based Standard for Fire protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants".

La transición a la NFPA es un proceso continuo que se desarrolla actualmente. El titular, después de cada recarga envía al CSN una actualización de su Análisis de Riesgo de Incendio (ARI), en el plazo de tres meses.

Dadas la peculiaridades de la recarga del aumento de potencia (nuevas cargas térmicas, nuevas necesidades para la refrigeración del nuevo alternador, necesidad o no de instalar nuevos medios de protección de PCI, etc), se considera conveniente requerir a CNA que envíe al CSN el Análisis de Riesgos de Incendio (ARI), realizado como consecuencia de la instalación de los nuevos equipos en un plazo no superior a seis meses desde la operación estable a la nueva potencia térmica.

3.12.16. Tuberías y soportes del BOP

Los sistemas del BOP cuyas tuberías y soportes son considerados en condiciones de aumento de potencia, según el informe de licenciamiento, son:

- Sistema de vapor principal (MS)
- Sistema de agua de alimentación (FW)
- Sistema de condensado (CD)
- Sistema de extracción de vapor (EX)
- Sistema de drenaje de calentadores (HD)

Por otra parte, de acuerdo al informe de licenciamiento, solo los sistemas MS y FW sufren variaciones en los transitorios operacionales.

La evaluación se ha centrado en el sistema de agua de alimentación (FW), dada la importancia de los cambios que sufre el mismo.

La presión en la línea de agua de alimentación es inferior a la existente antes del aumento de potencia, mientras que la temperatura apenas presenta cambios significativos. Por otra parte, se da un aumento del caudal. Asimismo, los transitorios aplicables sufren cambios. Para evaluar todos estos aspectos, durante la inspección de referencia CSN/AIN/AL0/09/846, en las oficinas de Empresarios Agrupados, se examinaron una serie de documentos:

- Análisis de la modificación de las cargas producidas por los transitorios hidráulicos en el FW
    - Cierre de válvula de aislamiento del FW
    - Transitorio por rotura en FW
    - Transitorios operacionales en FW (arranque normal cadena agua alimentación, disparo bomba de alimentación, disparo de dos bombas de alimentación, Aislamiento de un tren de calentadores, y Puesta en servicio de un tren de calentadores)
- Análisis específico de los transitorios de diseño que produzcan cargas envolventes de las reales (un golpe de ariete mucho mayor) y por tanto resultados conservadores, respecto del modo de operación correcto.

De la revisión efectuada se concluye que los límites de tensiones de los transitorios de aislamiento de un tren de calentadores y puesta en servicio de un tren de calentadores quedan envueltos por el transitorio de cierre de válvula de aislamiento del FW (el más limitante dentro de los de nivel de servicio *upset*) y que la definición de los soportes de la línea viene marcada por el transitorio de rotura en FW (que en este aspecto actúa de envolvente de los casos de transitorios de aislamiento de un tren de calentadores y puesta en servicio de un tren de calentadores.

Teniendo en cuenta todo lo anterior, de la evaluación se concluye que las tensiones en las líneas y en el soportado de la línea de agua de alimentación (FW) siguen siendo válidas en condiciones de aumento de potencia del 8%, cumpliendo con los requerimientos de las subsecciones NC y NF de ASME III, en la edición aplicable.

Por otra parte, de acuerdo al informe de licenciamiento, en lo que respecta al resto de las líneas del BOP, tanto las tensiones en las líneas como en su soportado cumplen también con los requisitos aplicables.

3. 12.17. Roturas postuladas de tuberías y efectos dinámicos asociados

De los sistemas del BOP afectados por el aumento de potencia, solo sufren variaciones en sus transitorios operacionales los sistemas de agua de alimentación principal (FW) y de vapor principal (MS). Los resultados de los análisis de tensiones de estas líneas indican que las tensiones en tuberías y soportes no cambian de forma significativa, por lo que se consideran válidos los puntos de rotura ya postulados. Igualmente, se consideran válidos para el aumento de potencia los análisis y las protecciones existentes contra los efectos dinámicos de dichas roturas.

3.12.18. Condiciones ambientales por rotura de líneas de alta energía fuera de contención

El apartado correspondiente del informe de licenciamiento indica que de todas las roturas postuladas únicamente se ve afectada por el aumento de potencia la línea de vapor principal. Se han llevado a cabo análisis teniendo en cuenta esta nueva condición, empleando el código de cálculo AGCOMP (Empresarios Agrupados), llegando al resultado de que no existen diferencias significativas en las respuestas entre las condiciones actuales y las del aumento de potencia. En conclusión, las condiciones ambientales producidas por las descargas de vapor recalentado y saturado para el caso de aumento de potencia quedan envueltas por las condiciones (temperatura y presión) de calificación de equipos en las salas donde se postulan las roturas.

3.12.19. Sistema de control digital de agua de alimentación

CN Almaraz ya tiene experiencia puesto que empleó el modelo de simulación de transitorios ACSL (Advance Continious Simulation Language) desarrollado por Westinghouse, con objeto de determinar los puntos de tarado del Sistema de Control Digital del Reactor (SCDR). Con el fin de determinar la aplicabilidad de dichos puntos de tarado para el aumento de potencia del 8%, CN Almaraz ha incluido en el modelo ACSL de simulación de transitorios los nuevos parámetros de la planta para el 108% de potencia.

El análisis que realiza CN Almaraz sobre los puntos de consigna del sistema de control digital del agua de alimentación concluye que una vez analizados los puntos de consigna actuales, son válidos para las condiciones de aumento de potencia, por lo que CN Almaraz no prevé su modificación.

Se han evaluado los transitorios seleccionados por CN Almaraz para determinar si los puntos de consigna al 100% de potencia son aplicables al 108%, y se ha concluido que son aceptables en base a que son aquellos relacionados con el sistema de control digital del agua de alimentación que se encuentran contenidos en el punto en el 10.4.6.1 del ES.

3.12.20. Sistema de control de gases combustibles

El titular concluye que son válidos los sistemas instalados actualmente para el control y detección de la generación de hidrógeno en la contención en caso de accidente. En los análisis indica que la única fuente de hidrógeno que se ve negativamente afectada por el APE es la de radiólisis del agua, ya que la generación de hidrógeno es proporcional a la potencia. En este caso, los análisis en los que se basan las conclusiones del ES ya incluyeron entre sus hipótesis una potencia térmica de 2970Mwt, que es similar, aunque algo inferior a la que ahora se pretende licenciar con el APE, 2976Mwt, que incorpora el 1% de incertidumbre en la determinación calorimétrica de la potencia.

El titular manifiesta que la diferencia del 0.2% de la potencia puede considerarse despreciable, teniendo el cuenta el conservadurismo de la hipótesis del hidrógeno generado por el ataque del aluminio presente en la contención, ya que el inventario de este material es unas 100 veces inferior al considerado en los cálculos, después de haber sido reevaluado en el marco del cumplimiento con la GL 2004-01 (sumideros).

El CSN solicitó información adicional sobre el hidrógeno que se está dejando de computar como consecuencia de la diferencia del 0.2% de potencia entre la que se pretende licenciar y la considerada en los análisis y el hidrógeno que se está considerando en exceso como consecuencia del inventario de aluminio maximizado, con el fin de apoyar su razonamiento con un criterio numérico objetivo. En su respuesta, el titular cita: por un lado se determina la tasa de generación de hidrógeno por corrosión del aluminio a partir de los datos de la tabla 15.4.1-11 del actual ES, correspondiente a un inventario 100 veces superior a la cantidad existente en contención; por otro lado, se muestran los resultados del cálculo del hidrógeno por corrosión del aluminio durante un LOCA considerando el inventario real de este material reevaluado en el marco de la US NRC GL-2004-02 "Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation During Design Basis Accidents at Pressurized-Water Reactos". De estos resultados se desprende que la generación de hidrógeno disminuye considerablemente, compensando con creces el incremento que podría suponer un 0,2% de generación adicional por radiólisis del agua.

También se muestran en la respuesta del titular los valores calculados del volumen de hidrógeno, teniendo en cuenta la corrosión del aluminio y la radiólisis del agua, comparando lo que se obtiene con la información reflejada en el ES (Tablas 15.4.1-11 y 15.4.1-12) con el volumen estimado sumado al correspondiente a la radiólisis del agua incrementado en un 0,2%. Los resultados demuestran que la reducción en el volumen total de hidrógeno generado está entre un 25% y un 11% en función de los días transcurridos desde el accidente.

La evaluación concluye que es aceptable la posición expuesta por el titular.

3. 13. Evaluación de los sistemas eléctricos

3.13.1. Sistema eléctrico exterior

Se ha comprobado que los interruptores de 400 kV y las líneas que los conectan con los transformadores principales son adecuados para las nuevas condiciones de explotación, tanto en capacidad para evacuar la nueva potencia generada como para soportar y despejar los nuevos valores de intensidad de cortocircuito en caso de falta eléctrica.
En cuanto a las fuentes de energía eléctrica exterior (alimentación preferente a barras de salvaguardia) provenientes del parque de 220kV a través de los transformadores de arranque, se ha comprobado que la capacidad de éstos es suficiente para el consumo de la planta en los distintos modos de funcionamiento (Arranque-parada y LOCA).

3.13.2. Generador Principal, Transformadores y Barras de fase aislada

Como consecuencia del aumento de potencia se van a producir importantes modificaciones en el sistema de generación eléctrica, las cuales consisten básicamente en el cambio del generador principal y sus sistemas auxiliares, aumento de la refrigeración de las barras de fase aislada y el rebobinado de los transformadores principales. Se ha comprobado la capacidad de los relés de protección del sistema de generación para ajustarse a los nuevos valores de tensión e intensidad y se han calculado los puntos de tarado para las nuevas condiciones de funcionamiento, así como los nuevos ratios de los transformadores de protección y medida.

Los actuales alternadores GP-1 y GP-2 de C.N. Almaraz I y II tienen una potencia máxima de 1034 MVA a 50 Hz, con un factor de potencia de 0,9 y 75 psig de hidrógeno y generan una tensión de 21 kV±5%. Los nuevos alternadores son de 1180 MVA de potencia máxima a 50 Hz, 0,9 de factor de potencia y 75 psig de Hidrógeno, no variando la tensión de generación, si bien el nuevo alternador permite mayores variaciones de tensión, 21kV-8,5% a +6,5%, lo que permite mayor flexibilidad para adecuarse a los requerimientos de la red. Adicionalmente se incrementa la instrumentación, permitiendo detectar más fácilmente calentamientos y facilitando el mantenimiento, y se sustituyen los sistemas de aceite de sellos y refrigeración del estator por otros nuevos que garantizan la refrigeración del alternador para los nuevos valores de intensidad.

El transformador principal, está formado por un banco trifásico de tres transformadores monofásicos, cuyas bornas del lado de baja se conectan a las barras de fase aislada formando el triángulo primario, estando el lado de alta conectado en estrella con el parque de 400 kV y con el neutro a tierra. La potencia nominal de cada unidad monofásica, antes del aumento de potencia, era de 345 MVA (potencia total 1035 MVA); tras el rebobinado de los transformadores la potencia nominal en servicio continuo pasa a ser 400 MVA (potencia total 1200 MVA) con la misma relación de transformación y para las mismas temperaturas de calentamiento. Se ha comprobado que en todas las condiciones de operación previstas no se sobrecarga el transformador principal.

Las barras de fase aislada conectan el generador a los transformadores principales y de servicios auxiliares. Los conductos principales están refrigerados por ventilación forzada y son capaces de soportar 29960 A sin sobrepasar las temperaturas máximas recomendadas por la normativa. Tras el aumento de potencia, las nuevas solicitaciones obligan a aumentar la refrigeración y modificar los conductos para poder refrigerar mediante ventilación forzada los conductos de formación del triángulo que actualmente están autoventilados. El nuevo equipo de ventilación garantiza la operación correcta de las barras para una intensidad máxima de 36 kA, superior a la máxima de generación prevista, incorporando también nueva instrumentación y un mayor nivel de redundancia en sus componentes.

3.13.3. Generadores diesel

A pesar de no sufrir modificaciones ni verse afectados por el aumento de potencia, se ha verificado que las potencias demandadas a los generadores diesel en las nuevas condiciones de aumento de potencia son inferiores a las nominales de los mismos.

Los resultados de la tabulación de cargas de los GDs plasmados en el apdo.5.1.4 del documento 01-F-E-00207 Ed.2 son coherentes con las que figuran en el ES vigente, (no coinciden exactamente pero las diferencias son despreciables).

3.13.4. Sistemas de corriente alterna

Este sistema se divide en dos subsistemas, el de barras normales y el de barras de salvaguardia.

El sistema de barras de salvaguardia no modifica su funcionamiento ni su consumo tras el aumento de potencia. En el sistema de barras normales, sin embargo, las bombas de drenaje de calentadores y las bombas de condensado, que cuelgan de las barras de 6,3 kV 1A1, 1A5, 1A2, en la Unidad I, y 2A1, 2A5, 2A2, en la Unidad II, se sustituyen por otras de mayor potencia. Adicionalmente se conectan transformadores a las barras de 6,3 kV T1A3 y T2A3, para alimentar los nuevos centros de

fuerza 1B6C y 2B6C, y a las barras de 6´3 kV 12A1 y 12A2, para alimentar a los nuevos centros de fuerza 12BJ-1 y 12BK-1.

Las nuevas cargas de 380 V a alimentar desde los centros de fuerza 1B6C y 2B6C, en las Unidades I y II respectivamente, son la nueva bomba del sistema TC, un ventilador del sistema de refrigeración de las barras de fase aislada y una bomba del sistema de refrigeración del estator, así como sendos centros de control de motores para alimentar nuevas válvulas del sistema TC y otras pequeñas cargas. Las nuevas cargas de 380 V a alimentar desde los respectivos centros de fuerza 12BJ-1 y 12BK-1, son los motores de los ventiladores y las bombas de recirculación de las torres de refrigeración del TC.

Como ya se ha indicado, el informe 01-F-E-00207 recoge las comprobaciones realizadas para todo el sistema eléctrico y, concretamente, para el caso del sistema de corriente alterna; se ha comprobado el dimensionamiento de barras, centros de fuerza, centros de control de motores y cables. Se han revisado también los cálculos de cortocircuito, capacidad de corte de los interruptores y la selectividad de protecciones de sobreintensidad, así como que las caídas de tensión no afectan al arranque de los motores.

El aumento del consumo eléctrico interno de la planta debido a incremento de potencia de las cargas de media tensión (bomba de condensado y bomba de drenaje calentadores) y a las nuevas cargas del sistema auxiliar de refrigeración (TCA y TCB) es del orden 2140 kW. Todas estas cargas son no relacionadas con la seguridad.

El sistema de 118 V de corriente alterna regulada no sufre ninguna modificación debida al aumento de potencia. En el caso de dos circuitos No Clase 1E (1C-5 salida 8-05 y 2C-5 salida 8-14), para garantizar la tensión mínima admisible, se sustituirá el cable actual por otro de mayor sección, modificación que no está motivada por el aumento de potencia. Se han revisado los cálculos y comprobado el correcto funcionamiento del sistema.

3.13.5. Sistemas de corriente continua

El sistema de 125 V cc Clase 1E no sufre ninguna modificación ni se ve afectado por el aumento de potencia. No obstante, se han revisado los cálculos, comprobando que el diseño del sistema es adecuado y tiene capacidad para alimentar a todas sus cargas. Se ha comprobado que la información contenida en el documento 01-F-E-00207 es coherente con el ES vigente.

El sistema de 125 V cc Clase no 1E no sufre modificaciones de entidad debidas al aumento de potencia, solamente aumenta ligeramente su consumo. Se ha comprobado que el dimensionamiento de las baterías y cargadores son adecuados para que este sistema realice su función en las condiciones de aumento de potencia.

La evaluación del CSN concluye que:

- Los sistemas eléctricos Clase lE no modifican su funcionamiento ni su consumo en las condiciones de aumento de potencia.
- Todas las modificaciones de diseño propuestas pertenecen a sistema de Clase No lE.
- La capacidad tanto de los sistemas nuevos o modificados como los que permanecen sin modificar, sean o no de Clase lE, es adecuada para el funcionamiento en las condiciones de aumento de potencia.

CNA aportó una información solicitada referente, principalmente, a la confirmación justificada de que los estudios de trasferencias, tensión degradada y estabilidad de la red no se ven afectados por el aumento de potencia y en caso contrario evaluar el impacto. Tras la evaluación de los tres documentos se concluye que el aumento de potencia no afecta negativamente a los análisis de transferencias, tensión degradada y estabilidad de la red.

También se revisó el impacto en los sistemas eléctricos para hacer frente al SBO, considerando que el aumento de potencia no afecta a la capacidad de los mismos.

Asimismo, se considera aceptable la información referente a los estudios eléctricos que CNA tiene previsto actualizar tras el aumento de potencia.

Adicionalmente cabe indicar que actualmente se están realizando nuevos estudios de estabilidad para las centrales españolas para las condiciones de la red previstas para el año 2011, en el cual para el caso de C.N. Almaraz se incluirán los nuevos datos derivados del aumento de potencia.

3.14. Evaluación de los sistemas de instrumentación y control

3.14.1. Instrumentación del sistema de disparo del reactor y del sistema de actuación de salvaguardias tecnológicas

En el marco del proyecto de aumento de potencia se han revisado las incertidumbres asociadas a diversos canales de instrumentación y, en los casos necesarios, se han actualizado. La metodología de combinación del error de los distintos componentes de un canal, a la hora de obtener la incertidumbre en la medida de un canal de instrumentación concreto, es la expuesta por Westinghouse en su documento WENX 99-10, aprobada por la NRC y por el CSN en aplicaciones anteriores de determinación de puntos de tarado de disparo del reactor y actuación de salvaguardias tecnológicas. En la revisión 3 del WENX 99-10, se han reflejado los cambios que el aumento de potencia introduce sobre los valores de tolerancia total (diferencia entre el valor límite de análisis de seguridad y el punto de tarado de actuación) y de tolerancia estadística de canal, para todos los canales de instrumentación de disparo de reactor y actuación de salvaguardias tecnológicas.

Se han vuelto a analizar los análisis de seguridad afectados por las nuevas condiciones de la planta, concluyéndose que para cumplir los criterios de los análisis de seguridad solo es necesario revisar los puntos de tarado de las funciones OTDT (sobretemeperatura) y OPDT (sobrepotencia), cuya evaluación se ha tratado en el punto 3.6.2 de este informe.

El aumento de potencia modifica las condiciones de diseño del sistema de refrigeración del reactor empleadas en los cálculos que respaldan algunos puntos de tarado. Estas nuevas condiciones de diseño, ligeramente diferentes de las actuales, podrían afectar a los valores de precisión de la medida de proceso calculados como parte de la tolerancia estadística de canal de algunos canales, como son el caudal de refrigerante del reactor y el nivel del generador de vapor. Considerando estas diferencias, que son muy pequeñas, se ha verificado que los cálculos de tolerancia estadística actuales, y por tanto la tolerancia y el margen totales, no se ven afectados o bien tienen un impacto marginal. Por tanto, los puntos de tarado y valores admisibles actuales siguen siendo admisibles para el aumento de potencia, excepto para el caso de los canales de OTDT y OPDT mencionados y para el punto de tarado del permisivo P-13 a causa del nuevo valor de presión a la entrada de la turbina para las condiciones de aumento de potencia.

3.14.2. Instrumentación de los sistemas del BOP

Se ha llevado a cabo una revisión para verificar la idoneidad de la instrumentación y controles de los sistemas del BOP que podrían verse impactados por las nuevas condiciones del aumento de potencia: vapor principal, extracción de vapor, condensado, agua de alimentación principal, drenajes de calentadores, drenajes del generador de vapor, ventilación y vacío del condensador. De estos sistemas se ha modificado la instrumentación del sistema de drenajes de calentadores, como consecuencia de la sustitución de los MSR, y el control de las turbobombas de agua de alimentación principal. Dichas modificaciones se han realizado por motivos de mejora tecnológica, por lo que no están relacionadas directamente con el aumento de potencia, si bien se han diseñado teniendo en cuenta la nueva potencia propuesta.

También se ha comprobado el impacto del aumento de potencia en los puntos de tarado y rangos de los instrumentos de los sistemas del BOP, analizando si todos los instrumentos de nivel, caudal, presión y temperatura siguen siendo válidos para el aumento de potencia. Los instrumentos que requieren sustitución, recalibración y/o modificación del tarados se identifican definiendo los cambios en el documento 01-E-B-54001.

Se concluye que las modificaciones son adecuadas y las actuaciones del titular adecuadas.

3.14.3. Instrumentación de los sistemas de refrigeración

De los sistemas de refrigeración, únicamente se modifica por el aumento de potencia la instrumentación del sistema de agua de refrigeración del edificio de turbina (TC), como consecuencia de la ampliación del sistema TCA con tres torres más por unidad y la incorporación del nuevo sistema TCB con tres torres por unidad, para poder hacer frente a la carga térmica de los nuevos equipos a refrigerar.

3. 14.4. Sistemas requeridos para la parada segura

En el informe de Licenciamiento (IL) presentado por CNA para el aumento de potencia, se indica que los sistemas necesarios para la parada segura como el sistema de agua de alimentación auxiliar, sistema de extracción de calor residual, sistema de agua de refrigeración de componentes y sistema de agua de servicios esenciales, incluyendo los sistemas necesarios para la parada caliente y para la parada fría, han sido revisados para analizar el impacto en la instrumentación y los puntos de tarado.

De la revisión realizada se concluye que la instrumentación asociada a los mismos no está afectada por las condiciones del aumento de potencia

3. 15. Temas genéricos

3. 15.1. Válvulas motorizadas

Las bases de diseño de las válvulas motorizadas de sistemas de seguridad a las que aplica la G.L.89-10 "Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance" no están afectadas por el aumento de potencia al no cambiar las condiciones de operación de dichos sistemas.

3.15.2. Inspección en servicio

Para la evaluación de este aspecto se han revisado los apartados 15.2 y 15.9 del informe de licenciamiento para el aumento de potencia, de los cuales se deduce lo siguiente:

El apartado 15.2 "Inspección en servicio" indica que el Manual de Inspección en Servicio será revisado para tener en cuenta el resultado de la reevaluación del programa de Erosión- corrosión, el cual se trata en el apartado 15.9.

El apartado 15.9 "Programa de vigilancia de espesores" del informe de licenciamiento presenta las acciones que se pretenden llevar a cabo sobre el programa de erosión- corrosión con motivo del aumento de potencia.

Dados los cambios en las condiciones operativas, CNA considera necesario adaptar el programa actual de seguimiento (actualmente se está migrando del WATHEC al CHECWORKS, basado en metodología de EPRI) a estas nuevas condiciones, para así obtener nuevas predicciones de desgaste y tenerlo en cuenta en futuros programas de inspección y sustitución de tuberías. En concreto, con el fin de abordar este plan se llevan a cabo una serie de acciones:

- Identificación de posibles líneas susceptibles de incorporación al programa de seguimiento
- Realización de medida de espesores en estas líneas (establecimiento de base line)
- Determinación del espesor mínimo admisible para todas las líneas incluidas en el programa
- Definición de las nuevas condiciones operativas en las líneas tras el aumento de potencia
- Carga de los valores anteriores en los programas de seguimiento

Estas acciones se consideran aceptables, por lo que se concluye que las modificaciones en el programa de inspección en servicio como consecuencia del aumento de potencia se consideran aceptables.

3.15.3. Station Blackout (SBO):

a) Aspectos termohidráulicos

La evaluación ha revisado si se llega a descubrir el núcleo en las condiciones de SBO. Una vez que se demuestra la suficiencia de agua para alimentar mediante la turbobomba de agua de alimentación auxiliar a los generadores de vapor, y una vez establecidos los caudales de fugas del primario a considerar, lo que resta es comprobar que durante las 4 horas que se considera como duración para la situación de SBO, el núcleo del reactor no se va a descubrir en ningún momento.

En el apartado 15.3 del IL se menciona que el análisis realizado se recoge en la referencia 5, y que mediante la simulación termohidráulica realizada con el Analizador de Planta de Almaraz (APA), Referencia 9 del IL (basado en el código RELAP5/MOD 3.3), se demostraba que no se producía el descubrimiento del núcleo.

En el Análisis termohidráulico del SBO se han evaluado aspectos relativos al cálculo realizado para demostrar que la central es capaz de mantenerse, sin calentamiento del núcleo, durante las 4 horas previstas en las bases de licencia de CNA.

El método empleado por CNA se basa en un análisis dinámico de la evolución de la planta realizado mediante el uso del analizador de planta de Almaraz (APA) el cual está basado en el código RELAP5/MOD3.3-NPA.

A requerimiento del CSN, CNA se ha comprometido a incorporar, en la revisión sistemática del ES de cada unidad y tras el aumento de potencia, una descripción (sección 8.1.5) del método de cálculo utilizado para evaluar el comportamiento de la planta en un SBO, y ampliar la información y uso del APA en este caso.

En la evaluación realizada se han revisado diversos aspectos del cálculo entre los que cabe destacar: la curva de calor de decaimiento utilizada, el caudal de fuga del RCS, el inventario de agua requerido por el AFW, el caudal de vapor a la turbobomba y el nivel de agua en la vasija.

También se han evaluado las actuaciones locales asociadas al SBO. Existen dos actuaciones locales que pueden tener importancia en caso de SBO:

- Apertura manual local de las PORV de los GV
- Monitorización local y privilegiada de la turbobomba de AF

b) Aspectos eléctricos

CNA ha realizado una actualización del estudio "Pérdida total de corriente alterna. Cumplimiento con el documento CSN 89-00: Guidelines and technical bases for the station blackout rule".

De este informe se han revisado los apartados correspondientes a la determinación de la duración mínima aceptable y al análisis de la capacidad de baterías Clase TE. El Apartado 3, "Determinación de la duración mínima aceptable para afrontar la pérdida total de corriente alterna" se ha actualizado incluyendo la consideración del 5° generador diesel (GD), la frecuencia estimada de LOOP con datos meteorológicos recientes y la fiabilidad calculada de los GD con datos actuales. El resultado de la duración estimada de SBO no se modifica y resulta de 4 horas, al igual que en el estudio actualmente vigente. El apartado 7.2 "Análisis de la capacidad de las baterías Clase lE" ha sido actualizado teniendo en cuenta las baterías actualmente instaladas y el estudio actualmente vigente de sistema de 125 V cc Clase lE.

Tras la revisión efectuada de la documentación elaborada por CNA como soporte del cumplimiento con la normativa aplicable al SBO se concluye que lo recogido en este apartado del IL es aceptable.

3.15.4. Calificación ambiental de equipos

Tras la evaluación realizada, se ha comprobado que el proyecto de aumento de potencia solicitado por CN Almaraz, modifica las condiciones ambientales establecidas para la calificación de equipos especificadas en el capitulo 3.11 de la actual revisión del Estudio de Seguridad y en la revisión 11 del Informe de Calificación Ambiental.

Los cambios afectan al perfil combinado de presión en contención para LOCA+MSLB, que supera al existente a partir de los 25.000 segundos, para valores de presión inferiores a 30 psias. Asimismo han variado las condiciones de radiación para la calificación, aumentando las dosis, normal y de accidente dentro de la contención, así como en algunos cubículos de los edificios auxiliar y de salvaguardias.

En cuanto a las nuevas condiciones de temperatura dentro y fuera de contención , química del rociado y niveles de inundación resultantes de accidente, se mantienen por debajo de las especificadas en el Informe de Calificación Ambiental y para las cuales, ya se encontraban calificados los distintos equipos.

Tras la evaluación realizada el CSN considera, que el aumento en las condiciones ambientales de presión y radiación indicado, no impacta desfavorablemente en el estado de calificación de los equipos afectados, debido a los amplios márgenes de seguridad aplicados por los fabricantes, en los procesos de calificación de los mismos.

En consecuencia, desde el punto de vista de la calificación ambiental de equipos, es aceptable la solicitud del aumento de potencia solicitada por CN almaraz

CN Almaraz, deberá no obstante, trasladar los nuevos valores de las condiciones ambientales, para la calificación ambiental de equipos, resultantes del aumento de potencia, a las nuevas revisiones del Estudio de Seguridad (capitulo 3.11) y del Estudio de Calificación Ambiental (ECA).

3.15.5. Calificación sísmica y dinámica de equipos mecánicos y eléctricos

De acuerdo con lo recogido en el Informe de Licenciamiento de CNA, y con las condiciones base del aumento de potencia, no hay cambios en el input sísmico ni en las metodologías de evaluación, por lo que el programa actual de calificación sísmica sigue siendo válido y no se modifica por el aumento de potencia.

Como conclusión a todo lo anterior, se tiene que lo estipulado en el informe de licenciamiento al respecto de roturas postuladas de tuberías y efectos dinámicos asociados, condiciones ambientales por rotura de líneas de alta energía fuera de contención, protección contra proyectiles, y revestimientos de protección (pinturas) – materiales orgánicos y calificación sísmica y dinámica de equipos mecánicos y eléctricos, se considera apropiado para las condiciones de aumento de potencia.

3.15.6. Protección contra proyectiles

De acuerdo al informe de licenciamiento, como consecuencia del aumento de potencia no se incorporan nuevos componentes ni se realizan modificaciones en los sistemas y componentes existentes que puedan dar lugar a la generación de nuevos proyectiles. Por otro lado, los cambios en las condiciones de presión de los sistemas de alta energía por el aumento de potencia son nulos o despreciables, por lo que la energía de los proyectiles postulados no se modifica y, por tanto, los análisis actuales siguen siendo válidos para las nuevas condiciones de la planta.

En concreto, para el caso de los proyectiles en turbina, Siemens ha llevado a cabo una evaluación para CNA, con el resultado de que el incremento de caudal másico en la turbina dará lugar a pequeños cambios en las condiciones termodinámicas de la turbina de baja presión, donde el cambio en la temperatura de entrada será del orden del 1,7 %. Se concluye que estos pequeños cambios no modifican los resultados de los análisis de proyectiles de turbina, por lo que los análisis vigentes continúan siendo válidos para el aumento de potencia.

3.15.7. Revestimientos de protección (pinturas) – materiales orgánicos:

El informe de licenciamiento concluye, tras analizar las condiciones de presión, temperatura y radiación, que las pinturas existentes en contención son aceptables y compatibles con las condiciones ambientales asociadas al aumento de potencia.

En la evaluación preliminar, se identificó un error potencial en las figuras del apartado 15.8 del IL, en la comparación de los *perfiles de calificación* vigentes con los nuevas valores de presión calculados para el APE-10 en caso de accidentes SLB y LOCA: así, la evolución de la presión obtenida por CNA con el código GOTHIC (figura 5.2-1 del IL) no coincidía con las figuras del apartado 15.8 en el periodo de tiempos posterior al pico máximo de presión, por ello el intervalo comprendido entre 1000 y 100000 segundos resultaba no ser envolvente del perfil de presión de calificación actual.

Tras solicitar al titular aclaraciones al respecto, CNA indicó que, efectivamente, existía un error en dichas curvas. Durante la auditoría celebrada el día 13 de octubre en las oficinas de EE.AA. se revisaron las curvas corregidas. El titular manifestó que se habían analizado las implicaciones de este error sobre los análisis de calificación ambiental de equipos de contención, comprobándose que no se veían afectados.

3.15.8. Factores Humanos

Se ha revisado el capítulo 15.10 del Informe de Licenciamiento del Proyecto de Aumento de Potencia, así como los procedimientos asociados (GE-026 Rev.2 y GE-55 Rev.0). Asimismo se han revisado las MDs asociadas al aumento de potencia enviadas al CSN, para verificar la aplicabilidad de los criterios de Factores Humanos en las mismas.

En relación al proceso seguido por CN Almaraz para la consideración de los criterios de Factores Humanos en el proyecto Aumento de Potencia de CN Almaraz, se debe destacar que dicho proceso ha sido el previsto de manera general por los procedimientos relativos a modificaciones de diseño en CNA: GE-026 Rev. 2, "Gestión de modificaciones de diseño", GE-55 Rev. 0, "Aplicación de los criterios de ingeniería de factores humanos en las modificaciones de diseño", y los procedimientos complementarios de Empresarios Agrupados.

Tras la evaluación realizada concluye que:

- Se considera que CNAT tiene implantado, de manera general, un proceso adecuado de consideración de los aspectos de Factores Humanos en las modificaciones de diseño (basado en las referencias apropiadas, que abarca todas las fases de las modificaciones de diseño, y define las responsabilidades correspondientes en cada caso), que se ha aplicado en particular al proyecto de Aumento de Potencia.
- De acuerdo con las verificaciones realizadas sobre la aplicación del proceso de consideración de los criterios de factores humanos al proyecto de Aumento de Potencia de CN Almaraz, se considera que la central ha seguido de forma adecuada sus propios procesos, identificando los cambios requeridos a las interfases hombre-máquina como consecuencia de las MDs asociadas al aumento de potencia, y garantizando a través de sus propios procesos y los análisis realizados en ellos que no se dará lugar a un impacto negativo en la operación.

3.15.9. Programa de formación y entrenamiento

Se ha comprobado que el titular incluye programas de formación para el personal de operación a fin de que se familiarice para operar en las nuevas condiciones de la planta, tal como requiere la Instrucción IS-11 del CSN sobre personal de operación de centrales nucleares.

Dada la variedad y amplitud de temas, se ha considerado que lo más apropiado es verificar, en la próxima inspección de formación de la central, la correcta aplicación de los programas de formación derivados del aumento de potencia, con particular atención a la incorporación en el simulador de las modificaciones de diseño implantadas.

3.15.10. Evaluación del riesgo

Las modificaciones derivadas del AP que han requerido, por parte del titular, de un análisis detallado desde el punto de vista del riesgo, son las siguientes:

- Modificación de las válvulas de seguridad del presionador,
- Implantación de alimentaciones eléctricas
- Modificación de Cabinas de 6 Kv
- Actualización del Sistema de Control Digital del Reactor (SCDR),Alarma del AF y Transmisores de caudal

Sin embargo, ninguna de estas modificaciones ha implicado cambios significativos en los datos o modelos del APS. Además, el titular indica que el resto de la Modificaciones de Diseño, que serán implementadas durante el AP, no afectan al APS.

CN Almaraz ha realizado la evaluación del riesgo debido al aumento de potencia tanto para los sucesos internos y externos como para el APS en otros modos.

Para los sucesos internos la evaluación de los modelos de APS nivel 1 en las áreas de: Frecuencia de sucesos iniciadores, Fiabilidad de equipos, Sistemas y funciones importantes, Criterios de éxito, Análisis de fiabilidad humana y APS nivel 2

En cuanto a los sucesos externos la evaluación del riesgo debido al AP se ha realizado en las áreas de: Incendios, Inundaciones, Análisis sísmico, fuertes vientos y otros sucesos externos

Por último en el APS en otros modos de operación (APSOM), la evaluación del riesgo ha afectado a las áreas: Definición de Estados Operacionales de Planta (EOP), Frecuencia de sucesos iniciadores, Fiabilidad de componentes y sistemas y Fiabilidad humana

Tras la evaluación realizada se considera que el alcance del estudio presentado por CNA es adecuado. Se han evaluado los análisis realizados, y tras requerir análisis adicionales, considera que el impacto en el riesgo del AP es aceptable, puesto que para el APS Nivel 1, sucesos internos a potencia, incluso con las hipótesis más conservadoras el incremento de la frecuencia de daño al núcleo (FDN) sería inferior a 1 E-6/año; para los sucesos externos y para el APS en otros modos de operación (APSOM) el incremento de FDN sería despreciable, como también lo sería el incremento de frecuencia de grandes liberaciones tempranas (FGLT) estimado en el Nivel 2 del APS.

3. 15.11. Actualización de procedimientos

Toda la documentación afectada por los cambios se actualizará de acuerdo a los procedimientos vigentes en CNA.

3.16. Cambios a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento

A continuación se detallan las conclusiones de la evaluación realizada por el CSN de cada una de las ETF afectadas por el aumento de potencia.

ETF 1.25. Potencia térmica nominal

Se indica la nueva potencia térmica del reactor (2.947 MWt). Es la correspondiente a la usada como base en los cálculos de seguridad (que según la naturaleza de los mismos se utiliza con unas determinadas incertidumbres). Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 2.1. Límites de seguridad del núcleo con todos los lazos en operación.

Se modifica la figura 2.1-1, correspondiente con los "límites de seguridad del núcleo con todos los lazos en operación" como consecuencia de los nuevos límites calculados para el aumento de potencia para el combustible 17*17 MAEF+IFM usando la correlación WRB-2M. Se corresponde de manera idéntica con la figura 8.4-1 del Informe de licenciamiento y con la figura 4-1 del ITEC-1388 "Análisis de Accidentes para el Proyecto de Aumento de Potencia de la C.N. Almaraz Unidades I y II", así como con las figuras 15.1.1-1 y 15.1.1-2 del ES, que representan lo mismo aunque en unas unidades diferentes. Se considera adecuada, al igual que la modificación de su base, en la que lo que se modifica es para recoger que en el futuro sólo habrá presentes en el núcleo elementos de este tipo, eliminándose la referencia a los demás tipos.

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 2.2. Puntos de consigna de la instrumentación de disparo del reactor.

Respecto de las modificaciones de las ecuaciones de disparo del reactor por OTΔT Y OPΔT (páginas 2.5 y 2.6), los nuevos valores se han usado como base para su simulación (añadiendo los correspondientes conservadurismos de acuerdo con la metodología estándar de Westinghouse) en los accidentes no-LOCA. Se modifica la Tabla 2.2-1 "Puntos de Consigna de Disparo de la Instrumentación del Sistema de Disparo del Reactor", incluyendo los nuevos valores de las constantes y los retrasos de las ecuaciones de sobretemperatura y sobrepotencia. Adicionalmente se modifican los valores correspondientes a T' y T" en las ecuaciones de sobretemperatura y sobrepotencia, respectivamente. Se consideran válidas. Asimismo se modifican los valores extremos de la ventana de temperatura media licenciada (más estrecha que la anterior), de acuerdo con los análisis de accidentes. Se considera válida.

Asimismo, la modificación del punto de consigna para el permisivo P-13 de presión a la entrada de la turbina, se considera aceptable.

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 3.2.5. Parámetros del LEN.

Se modifica el Caudal total del sistema de refrigeración del reactor (Caudal Mínimo Medido) de la Tabla 3.2-1 "Caudal Total del Sistema de Refrigeración del Reactor".

El cambio recoge el nuevo valor de caudal mínimo medido, menor que el vigente, correspondiente con el que se han realizado los análisis de subida de potencia. Se ha de comprobar en las medidas de principio de ciclo que este valor en menor que el medido realmente.

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 3/4.4.9 Límites de calentamiento del RCS

Tabla 4.4-5 (1/1) "Vigilancia del material de la vasija del reactor – Programa de extracción de cápsulas", Pág. 3/4.4-29 (PME-1-08/07 Rev. 0).

El cambio consiste en la corrección de una errata en la identificación de las cápsulas (cambiadas las letras U y V), y en la indicación de los factores de adelanto de las cápsulas Y y Z (estos factores se expresan ahora como el resultado del cálculo para el período que comienza al principio del ciclo 1, hasta el momento de extracción de la cápsula).

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 3/4.4.4.9. Límites de enfriamiento del RCS

Se actualizan las figuras 3.4-2 y 3.4-3, de los límites de calentamiento y enfriamiento del sistema de refrigeración del reactor para las nuevas condiciones de Aumento de Potencia.

Se cambian las dos figuras siguientes:

- Figura 3.4-2, "C.N. Almaraz, Unidad 1. Curvas de calentamiento (<32 EFPY)", Pág. 3/4.4-29a (PME-1-08/07).
- Se actualiza la figura de los límites de calentamiento del sistema de refrigeración del reactor, para las nuevas condiciones de aumento de potencia. Se ha verificado que dicha figura se corresponde con los resultados contenidos en el informe AL1-08-04 Rev. 1.
- Figura 3.4-3, "C.N. Almaraz, Unidad 1. Curvas de enfriamiento (<32 EFPY)", Pág. 3/4.4-29b (PME-1-08/07 Rev. 1).

Se actualiza en este caso la figura de los límites para el enfriamiento. Se ha verificado igualmente que dicha figura se corresponde con los resultados contenidos en el informe AL1-08-04 Rev. 1.

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 3/4.7.1. Ciclo de turbina: válvulas de seguridad

Se modifica la Tabla 3.7-1. Se actualiza el punto de tarado permitido para el disparo del reactor por alto flujo neutrónico (% Potencia Térmica Nominal), en función del número de válvulas de seguridad de los generadores de vapor indisponibles.

Lo que se modifica es el punto de tarado permitido para el disparo de alto flujo neutrónico en el caso de que haya válvulas de seguridad de los generadores de vapor inoperable. De lo

que se trata es de operar a una potencia inferior a la que condujera al disparo por alto flujo neutrónico. La modificación consiste en bajar los tarados presentes (por tanto operar a potencias todavía más bajas que las permitidas actualmente). Aunque no se dice en la justificación, parece que la reducción es equivalente a restar de los tarados actuales el 8% del incremento de potencia, con lo que se mantendrían los análisis vigentes. La modificación se considera válida.

Durante la auditoría realizada el día 15 de octubre en las oficinas de Westinghouse (ref.20) se revisó la correspondiente nota de cálculo "Dedicated Calculation Note", WB-CN-ENG-08-12 que sigue lo indicado en la NSAL-94-01 (al igual que en el cálculo de los valores vigentes), encontrándose aceptable, con la única salvedad de que en la misma se había tenido en cuenta un +3% (*acumulación*) para la apertura, y un -1% (+5 psig) por descalibración para estimar el valor de calor latente de vaporización (h_{fg}) usado en el cálculo.

Dado que es estos momentos, y un contexto genérico, el CSN ha cuestionado los criterios de "operabilidad" por "deriva" de válvulas de seguridad, el CSN solicitó a CNA el envío del correspondiente "assesment" en el que se valore, para las condiciones de potencia aumentada, la aceptabilidad del valor usado en la estimación de h_{fg}.

Por tanto, CNA debe completar su análisis *cualitativo* del impacto de la hipótesis de considerar una presión correspondiente al -1% (+5 psi) en el cálculo de la tabla de la ETF 3/4.7.1, cuantificando este impacto, y enviando al CSN los resultados de este análisis.

Asimismo, se debe verificar la coherencia de los cálculos relativos al "Net Heat Input" utilizado en el cálculo de la tabla de la ETF 3/4.7.1 y enviar al CSN, en un plazo no superior a seis meses desde la aprobación del aumento de potencia, los resultados de su análisis.
Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 3/4.7.1.3 Depósitos de almacenamiento de Agua de Alimentación Auxiliar y Condensado

Depósitos de Almacenamiento de Agua de Alimentación Auxiliar y de Condensado. Se reflejan los valores de los volúmenes en los tanques para las nuevas condiciones.

De la revisión efectuada en el proceso de evaluación se concluye que:

1. CNA procederá, antes del arranque, a calcular las incertidumbres de medida y de proceso e incorporar el resultado tanto para la determinación del nivel mínimo de aspiración del tanque de AF, para evitar entrada de aire a las bombas, como para el nivel mínimo indicado en la ETF 3.7.1.3.

2. CNA valorará la posibilidad de estar operando el sistema de AFW con un caudal correspondiente a una o a dos motobombas (o turbobomba), para determinar el punto de tarado de la alarma de muy bajo nivel (nivel mínimo para el cambio de aspiración del AFT al CST).

3. CNA incorporará explícitamente el valor de nivel (%) correspondiente al volumen mínimo en la ETF 3.7.1.3 tal y como se recoge en la ETF vigente.

4. CNA modificará la Base de la ETF 3.7.1.3 para añadir que el valor indicado en %, incorpora las incertidumbres de medida y de proceso.

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 3.9.15 Refrigeración de la piscina de combustible gastado

El cambio consiste en introducir el nuevo valor de temperatura máxima del agua de la piscina de combustible gastado, que se reduce del 65ºC a 60ºC, en función de la nueva Reg.Guide 1.13 rev.2.

CNA deberá presentar una propuesta , tras el APE, para eliminar el comentario señalado con dos asteriscos según el cual se permitiría tener inoperables las bombas comunes de los sistemas CCW y ESW cuando la temperatura en la piscina de combustible gastado se haya estabilizado por debajo de 52 ºC.

Se considera válida la propuesta presentada.

ETF 5.3.1. Elementos combustibles

La modificación consiste en hacer referencia únicamente al tipo de combustible 17x17 MAEF+IFM, que es el único que actualmente se considera para la futura operación de C.N. Almaraz en condiciones de potencia del 108%.

La modificación se considera válida.

ETF 5.4.2 Presión y temperatura de proyecto

Se adecua la ETF a la nueva temperatura media nominal, siendo el nuevo valor de 307,9ºC (586,3ºF)

Se considera válida la propuesta presentada.

Base 2.1. Límites de seguridad

Se eliminan las referencias a otros tipos de Combustible que no sea 17x17 MAEF con IFM.

Se considera válida la propuesta presentada.

Base 2.2 Puntos de consigna

En este caso se añade una frase en la que se indica que el disparo por OTΔT también proporciona protección en el caso de rotura de línea de vapor a potencia, lo cual es coherente con el análisis de accidentes presentado, por lo que se considera válida la modificación.

Se considera válida la propuesta presentada.

Base 3/4.2.3. Límites de distribución de potencia.

Se modifican las bases para hacer una distinción entre el LOCA pequeño, en el que la T de pico de las vainas no excederá el límite de 1204,4 ºC [2.200ºF] y el LOCA grande, en el que, de acuerdo a los criterios de aceptación del 10CFR50.46, la T de pico de vainas no debe exceder dicho valor, con un alto nivel de probabilidad.

Se modifica la base de la ETF que especifica los factores de canal caliente del flujo calorífico y de la entalpía nuclear. El cambio consiste en añadir que en caso del LOCA grande "habrá un alto nivel de probabilidad de que la PCT no exceda de 1204,4°C (2200°F)". La razón del cambio es que se ha autorizado recientemente la metodología estadística ASTRUM, para la realización del análisis del LOCA grande, que se basa en una metodología estadística, en la que una serie de parámetros entran no como un valor conservador, sino con una función de distribución de probabilidad (pdf). En este sentido no es correcto lo que se indica en la BASE, ya que lo que asegura la no violación de la PCT no es el valor que aparece en la CLO, sino la operación envuelta por las pdf asumidas en los análisis, entre ellas las de F_Q y $F_{\Delta H}$.

Por ello, C.N. Almaraz deberá presentar una nueva redacción de esta BASE, en la que se haga referencia a que es la operación envuelta por las distribuciones de probabilidad correctas para los parámetros de entrada la que asegura que "habrá un alto nivel de probabilidad (al menos 0.95, con una confianza estadística mayor o igual a 0.95) de que la PCT no exceda de 1204,4°C (2200°F)".

Se considera válida la propuesta presentada.

BASE 3/4.4.10 Límites presión-temperatura

Sistema de Refrigeración del Reactor. Bases. "Límites de presión/Temperatura (Cont.)". Págs. B3/4.4-10 y B3/4.4-13 (PME-1-08/07 rev 0)

El cambio consiste en la indicación de que todas las probetas se han extraído y se encuentran en la piscina de refrigeración de combustible gastado.

Se modifica el Factor Adelanto de cada cápsula en la Tabla 44-5 "Vigilancia del Material de la Vasija del Reactor" y se incluye en las bases la justificación del cambio del factor de adelanto.

Adicionalmente, se sustituye la figura B3/4.4-1 "Fluencia de neutrones rápidos en función del tiempo efectivo a plena potencia", adaptándola a las nuevas condiciones de aumento de potencia. La modificación presentada para la Unidad I se considera correcta.
Se considera válida la propuesta presentada, para la Unidad 1.

BASE 3/4.7.1.1 Ciclo de turbina. Válvulas de seguridad.
Se modifica la Tabla 3.7-1, ajustando los porcentajes de la nueva potencia térmica nominal equivalentes a los máximos puntos de tarado permitido para el disparo del reactor por alto flujo neutrónico en el rango de potencia.

Adicionalmente, en las Bases se sustituye el antiguo porcentaje de caudal total de vapor del secundario al 100% de potencia, igual al 125% que supone la capacidad total de alivio de las válvulas del conjunto de las tres tuberías de vapor, por el nuevo equivalente al 116%.

Por último se modifica el valor de la potencia nominal del NSSS correspondiente al Aumento de Potencia que pasa a ser 2956,6 MWt en U-1 y 2955,8 MWt en U-2.

La propuesta del titular incluye dos modificaciones:

- El valor del tanto por ciento de caudal nominal de vapor que corresponde a la capacidad total de las válvulas de seguridad para las condiciones de potencia aumentada: en este caso CNA incluye un nuevo valor de 116%, mientras que el valor indicado de capacidad total de las válvulas es de 6847 t/h (es decir 15,098E+06 lb/h).
- La potencia total del NSSS (potencia nuclear + potencia RCPs) que pasa a un valor que corresponde a la nueva "potencia térmica nominal" (2.947 MWt), más el denominado Neat Heat Input (NHI) del RCS que incluye la potencia de las bombas principales y las diversas entradas/salidas de energía (misceláneas); este valor se ha "ajustado" desde el anterior valor "estándar" de Westinghouse (10 MWt) a un nuevo valor, específico para cada de las dos unidades de la central, de 8.8 y 9.6 MWt respectivamente; todo ello de acuerdo con las recomendaciones de Westinghouse que tratan de evitar un uso no-conservador del NHI para el cálculo, mediante calorimétrico, de la potencia nuclear de la central.

Durante la auditoría realizada en las oficinas de Westinghouse se identificaron, en estas BASES, algunas inexactitudes de carácter menor incluidas en el texto de las mismas. Así:

- En el primer párrafo cuando dice que "La máxima capacidad de alivio está asociada al disparo de turbina desde el 100% de la POTENCIA TÉRMICA NOMINAL, en coincidencia con la supuesta pérdida del suministro de calor del condensador (derivación de vapor al condensador no disponible)", faltaría indicar que también está indisponible el alivio de vapor a la atmósfera
- En las descripción de los términos ws y hfg, que deberían incluir el valor aplicable
- Lo ya comentado en relación con la pequeña discrepancia observada entre los valores de caudal nominal de vapor referenciados en el IL y en el ES y su posible influencia en esta BASE.

Dado que las inexactitudes encontradas son de carácter menor, se considera adecuada la propuesta presentada, aunque estos aspectos deberán ser revisados por el titular en una próxima PME, no ligada al APE, que CNA presentará para aprobación en un futuro próximo.

Se considera válida la propuesta presentada.

Base 3/4.7.1.2 Sistema de agua de alimentación auxiliar.

CNA deberá analizar en el plazo de 6 meses, y enviar al CSN sus conclusiones, la coherencia de las BASES de las ETF del sistema AFW y del tanque AFT con las hipótesis consideradas en los análisis asociados de capacidad del sistema y del tanque, en lo relativo a la disponibilidad o no de alimentaciones eléctricas exteriores.

CNA deberá realizar una propuesta de modificación del la ETF 3.7.1.3 para incluir el porcentaje de nivel de llenado del tanque de AFW y para indicar en las bases asociadas que los valores recogidos en la ETF incluyen las incertidumbres de medida y de proceso.

Se considera válida la propuesta presentada para la Unidad 1.

Base 3/4.9.15 Elementos combustibles.

El cambio consiste en introducir el nuevo valor de temperatura máxima del agua de la piscina de combustible gastado, que se reduce del 65ºC a 60ºC, en función de la nueva Reg.Guide 1.13 rev.2, y cambiar la referencia del informe con el que se calcula el calor generado en la piscina de combustible gastado para las diferentes condiciones requeridas (almacenamiento, recarga y modo anormal de carga), en base a los cuales se ha establecido esta ETF.

Se considera válida la propuesta presentada.

En el Anexo III se incluyen las modificaciones o nuevas propuestas de modificación que el titular debe incorporar en sus ETF.

3.17. Cambios al Estudio de Seguridad (ES)

A continuación se indican los capítulos del Estudio de Seguridad, presentados por el titular, que se ven afectados por el aumento de potencia y se indican los cambios principales en cada uno de ellos.

- Capítulo 1

Se actualizan los valores de la nueva potencia nominal y la lista de documentos incorporados mediante referencia.

• Capítulo 2
Se actualizan los valores de difusión atmosférica en caso de accidente.

• Capítulo 3
Se actualizan los valores de dosis para calificación ambiental.

Capítulo 4
Se modifican las características de diseño y parámetros del reactor para contemplar el aumento de potencia.

• Capítulo 5
Se actualizan los parámetros del Sistema de Refrigeración del Reactor, se incorporan los nuevos datos de fluencia neutrónica y se incluyen las nuevas curvas Presión/Tempertura de calentamiento y enfriamiento.

• Capítulo 6
Se actualizan los análisis de descarga de masa y energía en caso de LOCA y MSLB y los análisis de respuesta de contención.

Se actualizan parámetros del Sistema de Inyección de Seguridad y del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar.

• Capítulo 7
Se incorporan las modificaciones en el sistema de control del Steam Dump.

• Capítulo 8
Se incluyen los datos del nuevo alternador y los nuevos equipos (centros de fuerza y centros de control de motores) que se van a instalar para dar alimentación eléctrica a los nuevos equipos asociados a los sistemas TCA y TCB.

• Capítulo 9
Se actualiza la información de los siguientes sistemas:

- Almacenamiento de combustible gastado
- Sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado
- Sistema de agua de refrigeración de componentes
- Sumidero final de calor
- Sistema de control químico y volumétrico

• Capítulo 10
Se revisan los datos operacionales y los balances térmicos del sistema de conversión de vapor y energía para el funcionamiento con la nueva potencia.

Se actualiza la información del sistema de refrigeración del edificio de turbina (TC) para contemplar la ampliación del sistema TCA y la incorporación del nuevo sistema TCB.

• Capítulo 11
Se incluye el término fuente correspondiente a la nueva potencia y se actualiza la estimación de efluentes líquidos y gaseosos y las dosis debidas a estos efluentes.

• Capítulo 12
Se indica que el proyecto de blindaje original de la central sigue siendo válido para las condiciones de aumento de potencia.

• Capítulo 15
Se actualizan los análisis de accidentes LOCA y no-LOCA y las consecuencias radiológicas de los mismos.

En el Anexo II se incluyen todos los cambios al ES surgidos durante el proceso de evaluación del CSN y que el titular debe incorporar en su próxima revisión del mismo.

3.18. Programa de pruebas

C.N. Almaraz ha enviado un nuevo texto del apartado 15.13.7, Transitorios y Pruebas Dinámicas, que se recogerá en la nueva revisión del informe de licenciamiento. "C.N. Almaraz. Información relativa al programa de pruebas a realizar en el proyecto de aumento de potencia". Carta de CNAT al CSN de referencia Z-04-02/ATA-CSN-006695 de 28 de octubre de 2009.

En relación con el programa de pruebas, la evaluación se comparte entre dos áreas: nuclear y sistemas, que se exponen a continuación:

3.18.1. Nuclear

El conjunto de pruebas a realizar propuesto por el titular se considera que cubre adecuadamente la verificación de la capacidad de la planta para superar transitorios operacionales con los nuevos tarados de sistemas de control sin que se produzca disparo de la misma. C.N. Almaraz aporta un conjunto de justificaciones basada en la experiencia de otras plantas con subidas de potencia semejantes, junto con otros argumentos relativos a que algunas comprobaciones se hacen con otras pruebas. Estos argumentos se consideran válidos para no realizar las pruebas de:

- Respuesta a una pérdida completa de caudal de agua de alimentación.
- Prueba de válvulas de alivio.
- Respuesta dinámica a un disparo de turbina
- Respuesta dinámica a un cierre automático de todas las válvulas de aislamiento de vapor principal
- Respuesta dinámica a un rechazo completo de carga.

El CSN considera que en la medida que la evolución real de estos transitorios queda envuelta por los transitorios base de diseño que conforman el capítulo XV del ES, el valor añadido por la realización de estas pruebas no justifican su realización.

Respecto de los criterios de aceptación de seguridad de las pruebas que sí se propone realizar, es necesario completarlos con las siguientes consideraciones:

- En todos ellos hay que considerar que la planta alcanza un estado estable (sin oscilaciones divergentes ni sostenidas).
- En ningún caso debe haber actuaciones de sistemas de seguridad (válvulas de seguridad, sistema de inyección de seguridad, sólo en las de pérdida de caudal se permitirán señales de disparo).
- Las actuaciones del operador deben estar previstas de antemano, pero puesto que lo que se propone son pruebas de evaluación de transitorios de condición I, serán las menores posibles.

Además, antes de las pruebas, deberá estar claro qué criterios de diseño se añaden y las consecuencias si estos no se cumplen.

Por último, C.N. Almaraz añade que planea utilizar los resultados de las pruebas previstas con el fin de validar el comportamiento del modelo APA (Analizados de Planta de Almaraz). Además indica que tras realizar esta validación, se usará para realizar una batería de casos, que incluyen la simulación, entre otras, de las pruebas que se propone no realizar. Este enfoque se considera adecuado, ya que el uso del APA puede aparecer en el futuro como herramienta de apoyo al licenciamiento.

En conclusión:

1. Se considera adecuada la propuesta de pruebas propuesta

2. Respecto de los criterios de aceptación de seguridad, en todas las pruebas propuestas habrá que considerar adicionalmente a lo indicado en cada una de ellas lo siguiente:

    - En todos ellos hay que considerar que la planta alcanza un estado estable (sin oscilaciones divergentes ni sostenidas).

- En ningún caso debe haber actuaciones de sistemas de seguridad (válvulas de seguridad, sistema de inyección de seguridad, sólo en las de pérdida de caudal se permitirán señales de disparo).
- Las actuaciones del operador deben estar previstas de antemano, pero puesto que lo que se propone son pruebas de evaluación de transitorios de condición I, serán las menores posibles.

3. Se considera adecuada la propuesta de C.N. Almaraz de usar los resultados de las pruebas para contribuir a la validación del APA.

3.18.2. Sistemas

a) Programa general de pruebas de arranque (tabla 1, capítulo 14.2.1 del SRP)

CNA indica en su nueva propuesta que para definir el programa de pruebas (y la secuencia de arranque) del aumento de potencia, ha procedido a revisar los programas de prueba siguientes:

- Programa inicial de arranque.
- Programa de C. N. Ascó del aumento de potencia.
- Programa de arranque del mini-aumento de potencia.
- Programa de pruebas tras la sustitución de los GVs.
- Programas de prueba de las CC.NN. Beaver Valley, Ginna y Waterford de EE.UU.

Así mismo, y respondiendo a la cuestión planteada en la evaluación preliminar del CSN, CNA indica que ha comparado el resultado preliminar de este estudio con el contenido de la tabla 1 del capítulo 14.2.1 del US NRC Standard Review Plan (SRP) a fin de obtener el programa final de pruebas que se presenta a aprobación del CSN.

Además, y entre otros aspectos, CNA describe en su propuesta los objetivos y criterios de aceptación del programa de pruebas planteado. En este sentido, la tabla incluida en el ANEXO B de este documento contiene el listado completo de las pruebas a realizar, incluyendo el origen de cada una de ellas.

Tras la revisión realizada por el CSN, se considera que dicho programa de pruebas es aceptable.

b) Realización de grandes transitorios" (tabla 2, capítulo 14.2.1 del SRP)

En su carta, CNA adjunta una versión revisada del apartado 15.13.7 del IL ("Transitorios y Pruebas Dinámicas") en el que se analizan las implicaciones de realizar o no estas pruebas. En esta revisión el titular valora entre otros aspectos, la experiencia en EE.UU. en APE, y concluyendo finalmente en la siguiente propuesta de plan de pruebas en cuanto a "transitorios":

- Pérdida de una Turbobomba de Agua de Alimentación
- Rechazo de carga del -10% con recuperación en rampa de +5%/minuto

- Realizar, en condiciones de parada caliente y de acuerdo con su procedimiento IRX-PN-14, la medida del Caudal del RCS para determinar el coastdown de las RCPs, al igual que se hizo en el arranque inicial de la central. La prueba se hará disparando 1/3 y 3/3 bombas
- Disparo de bombas de HD y Apertura de la válvula HV-1353 al 90% de la carga
- Apertura de la válvula de baipás de calentadores HV-1353 al 90% de potencia
- Apertura de válvula(s) de atemperación de bombas de HD al 90% de potencia
- Rechazo de carga del 50%.

Por otro lado, CNA planea hacer un uso amplio los resultados de las pruebas previstas con el fin de validar la respuesta del modelo actual del analizador de planta APA. Así mismo, CNA tiene previsto realizar una simulación, con el APA, de los grandes transitorios no previstos en el programa de pruebas, y ello con el fin de para verificar los márgenes disponibles.

Tras la revisión realizada por el CSN, se considera que:

- el programa de realización de transitorios ahora presentado es aceptable
- el CSN realizará un seguimiento de la validación y los resultados del APA, tanto en la correcta reproducción de los datos obtenidos en las pruebas como de los resultados de tipo "predictivo" de los transitorios no previstos.

c) Conclusiones acerca del programa de pruebas propuesto por CNA

Como conclusión de todo lo anterior, y respecto del programa de pruebas propuesto por CNA, cabe indicar lo siguiente:

- Se acepta el plan de pruebas propuesto en Carta de CNA al CSN de referencia Z-04-02/ATA-CSN-006695 de 28 de octubre de 2009.
- Se considera adecuada la propuesta de C.N. Almaraz de usar los resultados de las pruebas para contribuir a la validación del APA. En caso de dudas acerca de la correcta respuesta de la planta, se considera la posibilidad de analizar los resultados con el APA, tanto los de sensibilidad de las pruebas a realizar como los de los transitorios no previstos en el programa propuesto.
- Se incluirán en los procedimientos de prueba los límites y precauciones en relación con su realización y criterios de aceptación citadas anteriormente.
- Asimismo se incluirán los criterios de diseño y las correspondientes acciones a tomar en caso de que no se cumplan durante el programa de pruebas.
- Se deberá realizar una prueba de medición de caudales de refrigeración del sistema CCW hacia los cambiadores del sistema de refrigeración de piscina de combustible, en la configuración de una bomba y tres cambiadores. El titular ha informado que esta prueba planea realizarla en la semana del 9 de noviembre.
- Se consideran como pruebas de representación oficial las siguientes pruebas:
    - Disparo de una turbobomba de agua de alimentación principal.
    - Rechazo de carga del 50%

3.19. Modificaciones

El cambio solicitado o las implicaciones asociadas a su implantación suponen:

- Modificación Física: Sí
- Modificación de Bases de diseño/ Análisis de accidentes / Bases de licencia: Sí
- Modificación del Impacto Radiológico de los Trabajadores: Sí, al aumentar el término fuente, aunque se adoptan medidas para reducirlo todo lo razonablemente posible.

3.20 Hallazgos: Sí El valor de análisis empleado para simular los tarados de apertura de las válvulas de seguridad del presionador y del generador de vapor tiene en cuenta una incertidumbre correspondiente al +/-1% para indicar el valor en presión de apertura de las válvulas de seguridad, mientras que según las ETF vigentes, el valor de análisis que se debe introducir sería un +/-3%, por lo que los análisis presentados no cubren de forma conservadora las ETF. Por ello se ha solicitado la realización de un nuevo análisis en el que se considere el valor de apertura de las válvulas con un +/-3% de incertidumbre, y que así se recoja en los resultados reportados en el Estudio de Seguridad. Esto se considera un Hallazgo, a los efectos recogidos en el SISC, que será categorizado con el color que le corresponda.

3.21 Discrepancias respecto de lo solicitado: Sí

Se propone informar favorablemente la solicitud de aumento de potencia en un 8%, pero con las condiciones incluidas en el punto 4.1 de esta Propuesta de Dictamen Técnico.

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1. Aceptación de lo solicitado: Sí

CN Almaraz ha presentado una solicitud de autorización del aumento de potencia de un 8% sobre la potencia térmica autorizada, hasta los 2.947 MWt.

En el curso de la evaluación se ha solicitado a CNA una revisión de las propuestas de cambio al Estudio de Seguridad y a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

La nueva solicitud presentada por CNA, en carta ATA-MIE-005132, incluye la propuesta de cambios al Estudio de Seguridad revisada, así como la revisión 1 de la PME-1-08/007 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Estas propuestas sustituyen y anulan las anteriores incluidas en la instancia de referencia ATA-MIE-004561.

Se propone informar favorablemente la solicitud de aumento de potencia de la Unidad I en un 8%, así como los cambios asociados en el Estudio de Seguridad, y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento asociadas en la Unidad I, todo ello condicionado a la apreciación favorable por el CSN de los resultados del Plan de Pruebas presentado y al cumplimiento de las condiciones siguientes:

i. El titular procederá a la ejecución del "Plan de Pruebas para el Aumento de Potencia Térmica a 2.947 MWt en C.N. Almaraz", tras cuya realización, la Unidad I retornará a la operación con la máxima potencia térmica actualmente autorizada (2.729 MWt), hasta que sean apreciados favorablemente los resultados del mencionado Plan de Pruebas por el CSN.

ii. Se definen como de representación oficial las siguientes pruebas del mencionado plan:

- Prueba de rechazo de carga del 50%
- Disparo de una turbobomba de agua de alimentación principal

La realización de las pruebas de representación oficial se comunicará al CSN con, al menos, 72 horas de antelación.

iii. El titular deberá presentar, antes de alcanzar la operación estable a la nueva potencia térmica en la Unidad I, los análisis que confirmen que se cumplen los criterios de aceptación de los análisis de accidentes no-loca y rotura pequeña con la incertidumbre del +/-3% en la presión de tarado de las válvulas de seguridad del presionador y de los generadores de vapor.

iv. CNA deberá introducir una penalización en la temperatura pico de vaina (PCT) de licencia de 50 ºK, debido a las inadecuadas distribuciones de probabilidad utilizadas en el análisis de LBLOCA.

v. CNA deberá efectuar las comprobaciones oportunas, en un plazo no superior a seis meses desde la operación estable a la nueva potencia térmica, para verificar que se cumple el límite establecido en la R. G. 1.52 de 2,5 mg de I/gr carbón para los sistemas de filtración.

vi. CNA deberá presentar para su evaluación, en un plazo no superior a seis meses desde la operación estable a la nueva potencia térmica, los análisis de riesgos de incendio (ARI) realizados como consecuencia de la instalación de los nuevos equipos.

Adicionalmente, como resultado de la evaluación, este CSN ha identificado una serie de aspectos, en unos casos nuevos y en otros derivados de deficiencias detectadas u errores o erratas que hacen necesaria una actualización, en las próximas revisiones, del Estudio de Seguridad y de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Los cambios a incorporar se detallan en los Anexos II y III. Para garantizar la respuesta a estos aspectos de detalle se propone la siguiente condición adicional:

vii. CNA deberá responder al CSN sobre los aspectos de detalle que se le plantean en la carta de refª CSN-C-DSN-09-226 "Relación de pendientes derivados de la evaluación por el CSN del aumento de potencia de CN Almaraz"

Asimismo se incluyen otros aspectos surgidos durante la evaluación que si bien no están directamente relacionados con documentos de explotación, se hace necesario resolver. Los detalles se incluyen en el Anexo IV.

4.2. Requerimientos del CSN: Sí

Se propone aprobar la solicitud con las condiciones anteriores, incluidas en el anexo al escrito, Anexo I de este informe.

4.3. Recomendaciones del CSN: No

4.4. Compromisos del Titular: No

4.5. Hallazgos: Sí El valor de análisis empleado para simular los tarados de apertura de las válvulas de seguridad del presionador y del generador de vapor tiene en cuenta una incertidumbre correspondiente al +/-1% para indicar el valor en presión de apertura de las válvulas de seguridad, mientras que según las ETF vigentes, el valor de análisis que se debe introducir sería un +/-3%, por lo que los análisis presentados no cubren de forma conservadora las ETF. Por ello se ha solicitado la realización de un nuevo análisis en el que se considere el valor de apertura de las válvulas con un +/-3% de incertidumbre, y que así se recoja en los resultados reportados en el Estudio de Seguridad. Esto se considera un Hallazgo, a los efectos recogidos en el SISC, que será categorizado con el color que le corresponda.

ANEXO I

ASUNTO: INFORME FAVORABLE SOBRE LA MODIFICACIÓN DE DISEÑO DE AUMENTO DE LA POTENCIA AUTORIZADA DE CN ALMARAZ I EN UN 8%, HASTA LOS 2.947 MW TÉRMICOS, JUNTO CON LA MODIFICACIÓN DEL ESTUDIO DE SEGURIDAD Y LAS ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO ASOCIADAS DE LA UNIDAD I

Con fecha 27 de octubre de 2009, procedente de la Dirección General de Política Energética y de Minas del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, se recibió en el CSN, con su escrito de fecha 22 de octubre de 2009 en carta ATA-MIE-005132 (n° de registro de entrada 20013*),* la propuesta, revisión 1, de modificación de diseño para el aumento de potencia de la central nuclear de Almaraz. Dicha propuesta se ha presentado de acuerdo con lo establecido en la condición 4.1 del Anexo a la Orden Ministerial de fecha 8 de junio de 2000 por la que se concede a la central la Autorización de Explotación en vigor. La propuesta lleva asociadas dos solicitudes, una de modificación del Estudio de Seguridad (ES), de acuerdo con la condición 3.2 de dicha autorización, y otra de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) asociadas.

Esta propuesta, sustituye y anula a una anterior remitida con fecha 12 de noviembre de 2008, procedente de la Dirección General de Política Energética y de Minas del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, recibida en el CSN, con su escrito de fecha 4 de noviembre de 2008 en carta ATA-MIE-004561 (n° de registro de entrada 21586).

La revisión 1 de la solicitud ha tenido por objeto responder a los resultados de las evaluaciones realizadas por el CSN sobre la propuesta inicial. En consecuencia, la nueva solicitud presentada por CNA, en carta ATA-MIE-005132, incluye la propuesta revisada de cambios del Estudio de Seguridad, así como la revisión 1 de la PME-1-08/007 de cambios de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Estas propuestas sustituyen y anulan las anteriores incluidas en la carta de referencia ATA-MIE-004561.

La solicitud viene acompañada, de acuerdo con el artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, de los documentos soporte de la solicitud: "Descripción técnica de la modificación"; "Informe de Licenciamiento"; "Análisis de seguridad"; "Informe de la Propuesta de Modificaciones del Estudio Final de Seguridad; "Propuesta de Cambio a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento", así como la "Identificación de las pruebas previas al reinicio de la explotación".

El motivo de la solicitud es permitir un incremento de la capacidad de generación de energía de la central desde la potencia térmica máxima actualmente autorizada de 2729 MWt. La solicitud conlleva importantes cambios en la mayoría de las secciones del ES y en diversos apartados de las ETF.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 25 de noviembre de 2009, ha estudiado las solicitudes del titular mencionadas, así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, y ha acordado informar favorablemente las modificaciones de diseño, así como los cambios asociados en el Estudio de Seguridad, y las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento asociadas en la Unidad I, todo ello condicionado a la apreciación favorable por el CSN de los resultados del Plan de Pruebas presentado y al cumplimiento de las condiciones que se incluyen en el Anexo.

Este acuerdo se ha tomado en cumplimiento del apartado b) del artículo 2° de la Ley 15/1980, modificado por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, y se remite a ese Ministerio a los efectos oportunos.

Las hojas de la PME-1-08/007 en revisión 1 con los cambios a las ETF propuestos por el titular, una vez incorporadas al documento, constituirán la revisión n° 96 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la Central Nuclear de la Unidad I de Almaraz.

Las hojas modificadas del Estudio de Seguridad, una vez incorporadas al documento, constituirán la revisión AC-24 del Estudio de Seguridad.

Madrid, 25 de noviembre de 2009

LA PRESIDENTA

Carmen Martínez Ten

SR. MINISTRO DE INDUSTRIA, TURISMO Y COMERCIO
MINISTERIO DE INDUSTRIA, TURISMO Y COMERCIO

ANEXO

CONDICIONES DE LA AUTORIZACIÓN DE LA MODIFICACIÓN DE DISEÑO DE AUMENTO DE LA POTENCIA AUTORIZADA DE CN ALMARAZ I EN UN 8%, HASTA LOS 2.947 MW TÉRMICOS, JUNTO CON LA MODIFICACIÓN DEL ESTUDIO DE SEGURIDAD Y LAS ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO ASOCIADAS DE LA UNIDAD I

1. El titular procederá a la ejecución del "Plan de Pruebas para el Aumento de Potencia Térmica a 2.947 MWt en C.N. Almaraz", tras cuya realización, la Unidad I retornará a la operación con la máxima potencia térmica actualmente autorizada (2729 MWt), hasta que sean apreciados favorablemente los resultados del mencionado Plan de Pruebas por el CSN.

2. Se definen como de representación oficial las siguientes pruebas del mencionado plan:

   - Prueba de rechazo de carga del 50%
   - Disparo de una turbobomba de agua de alimentación principal

   La realización de las pruebas de representación oficial se comunicará al CSN con, al menos, 72 horas de antelación.

3. El titular deberá presentar, antes de alcanzar la operación estable a la nueva potencia térmica en la Unidad I, los análisis que confirmen que se cumplen los criterios de aceptación de los análisis de accidentes no-loca y rotura pequeña con la incertidumbre del +/-3% en la presión de tarado de las válvulas de seguridad del presionador y de los generadores de vapor.

4. CNA deberá introducir una penalización en la temperatura pico de vaina (PCT) de licencia de 50 ºK, debido a las inadecuadas distribuciones de probabilidad utilizadas en el análisis de LBLOCA.

5. CNA deberá efectuar las comprobaciones oportunas, en un plazo no superior a seis meses desde la operación estable a la nueva potencia térmica, para verificar que se cumple el límite establecido en la R. G. 1.52 de 2,5 mg de I/gr carbón para los sistemas de filtración.

6. CNA deberá presentar para su evaluación, en un plazo no superior a seis meses desde la operación estable a la nueva potencia térmica, los análisis de riesgos de incendio (ARI) realizados como consecuencia de la instalación de los nuevos equipos.

7. En el plazo de seis meses, CNA presentará propuestas de cambio de ETF y de ES para responder a los aspectos de detalle que se le comunican en la carta de refª CSN-C-DSN-09-226 "Relación de pendientes derivados de la evaluación por el CSN del aumento de potencia de CN Almaraz"

ANEXO II

RELACIÓN DE PENDIENTES DEL ES

Se debe actualizar el ES en los siguientes términos:

1. Sección 3.11.4. Actualizar dosis en contención para calificación ambiental de equipos.

2. Tabla 4.4.2-1. Corregir la errata en la Temperatura de entrada en la vasija en caso de valor bajo de la ventana de temperatura.

3. Sección 5.2.4. Nuevas curvas P-T (enfriamiento-calentamiento) de la vasija en Unidad II.

4. Sección 6. Incluir el aporte del aislamiento térmico de las líneas de las válvulas de seguridad del presionador de 2 mm. Nuevo capítulo de Obstrucción de los sumideros.

5. Sección 6.2.1 Incluir descripción sobre la metodología Gothic en relación a los análisis de respuesta de contención.

6. Incluir nueva tabla en sustitución de la tabla 6.2.1-10 que ahora desaparece. Los datos de la tabla de mínimas salvaguardias con agua derramada está en el capitulo 15.4.1-4 y no en el capitulo 6.

7. Tabla 6.2.1-37. Mejorar texto relativo a los retrasos de Hi-1 y Hi-3. Ampliar la información sobre cada término.

8. Corregir en los apartados 6.3.2.2.7 y 6.3.2.17 de la propuesta de cambios al EFS el tiempo de la recirculación a las ramas calientes de 5 horas a 9 horas.

9. Actualizar apartado 6.5.2.2.4 "Tanque de almacenamiento de agua de alimentación auxiliar" y apartado 6.5.5 "Instrumentación", con la información sobre alarmas y tarados de alarmas del AFT asociadas al nivel mínimo de ETF y nivel mínimo de aspiración para evitar daño a las bombas.

10. Apartado 6.5.2.2.4, del EFS, además de la información existente para el AFT, incluir la información sobre el CST y su función de seguridad conjunta con el AFT que permite, con un volumen mínimo entre los dos depósitos de 1005,2 m3, aumentar el tiempo, hasta 19 horas, en que el sistema de refrigeración del reactor está en situación de disponible caliente hasta llevarlo hasta las condiciones de entrada del RHR

11. Sección 8.1.5. Descripción del método de cálculo utilizado para evaluar el comportamiento de la planta en un SBO, y ampliar la información y uso del APA.

12. Figura 9.2.5-4 a. Corregir errata en el eje de ordenadas. Debe poner temperatura de CC, en lugar de carga térmica.

13. Sección 10.3.2.1.2. Ampliar información en el EFS acerca de la ausencia de impacto negativo en ninguna función de seguridad como consecuencia de la reducción de la capacidad de alivio de las válvulas de alivio de los GV, respecto al nuevo nivel de potencia; únicamente se verán incrementados los tiempos de enfriamiento para iniciar la despresurización del RCS en el accidente de rotura de tubos.

14. Sección 11.3.6.4. Aclarar el valor de 0,12% de vainas defectuosas.

15. Tabla 11.1.1-3. Actualizar actividad de isótopos.

16. Tabla 11.1.1-5. Corregir la actividad del Cs-134 en relación a lo indicado en I. Licenciamiento.

17. Sección 11.2.6-4 y 11.3.6-5. Referenciar la R.G. 1.112 y el Código GALE 86 PC versión1.

18. Sección 15.4. Realimentar el EFS con la información relacionada con la refrigeración del núcleo a largo plazo.4

19. Tabla 15.4.1-13 Indicar tiempo de inicio del rociado de la contención.8

20. Sección 15.4.3. Actualizar consecuencias radiológicas del accidente de rotura de tubos del GV.

21. Tabla 15.4.3.2, en lugar de 0 poner N/A. Incluir la explicación de la discontinuidad de las variables, porque varía la presión a partir de los 30 minutos.

22. Sección 15.4.5.2. Accidente manejo de combustible. Cálculo radiológico con yodos no filtrados, en lo que se referirá el comentario incluido en el EFS "a petición del CSN". Se considera que este comentario no es acertado incluirlo en el EFS, sino que deberá ser sustituido por una frase que recoja el motivo de considerar la emisión no filtrada.

23. Sección 15.4.1. Revisar el capítulo relativo al ASTRUM BELOCA con los cambios que se deriven de los comentarios del CSN.

24. Página 4.2.2-7. Corregir erratas en las Temperaturas de Entrada en la Vasija.

25. Tabla 4.3.2-3 Justificar los datos de la tabla en función del ITEC-1388.

26. Tiempos de aspersión del spray de la contención. Aclarar en el capítulo 15.

27. Sección 15.4.3. Incluir en el EFS las justificaciones del adelanto de la señal de OTDT de 2,3 segundos y de la señal del SIS de 10 segundos y el valor de la masa de refrigerante del reactor transferida al secundario.

28. Actualizar la referencia del capítulo 15.3.7 para incluir la nueva revisión 1 del WENX/08/13.

29. Incluir en la Sección 9.1.2 la gráfica de la curva realista que relaciona el tiempo mínimo de descarga del combustible en piscina con la temperatura de componentes.

ANEXO III

RELACIÓN DE PENDIENTES A INCLUIR EN LAS ESPECIFICACIONES TÉCNICAS DE FUNCIONAMIENTO (ETF) DE LA UNIDAD I

Se deben actualizar las ETF en los siguientes términos:

1. CNA deberá proponer una nueva ETF para incluir una curva realista que relacione el tiempo mínimo de descarga con la temperatura de componentes.

2. **BASE 3/4.2.3**
   C.N. Almaraz deberá presentar una nueva redacción de la BASE, en la que se haga referencia a que es la operación envuelta por las distribuciones de probabilidad correctas para los parámetros de entrada la que asegura que "habrá un alto nivel de probabilidad (al menos 0.95, con una confianza estadística mayor o igual a 0.95) de que la PCT no exceda de 1204,4°C (2200°F)".

3. **ETF 3/4.3.1**
   CNA deberá proponer una modificación de ETF para modificar la tabla 3.3.2 de la ETF 3/4.3.1 con los tiempos de respuesta de la instrumentación del sistema de disparo del reactor. En concreto, Tabla 3.3.2. "Tiempos de respuesta de la instrumentación del sistema de disparo del reactor" Incluir un tiempo de 2 segundos en disparo del reactor por disparo de turbina que parece actualmente como No Aplicable.

4. **ETF 3/4.4.9**
   Modificar Fig. 3.4-2: "Limites de calentamiento del sistema de refrigeración del reactor aplicable a los primeros 32 años efectivos a plena potencia" y Figura 3.4-3 "Limitaciones para el enfriamiento del sistema de refrigeración del reactor" para la Unidad 2.

5. **BASE 3/4.7.1.2**
   CNA modificará el texto de la base.
   COMPROMETIDO EN CONTESTACIÓN ACTA REUNIÓN SINU CSN/ART/SINU/AL0/0910/05 (ATA-CSN-006696)

6. **Otros aspectos de la ETF 3/ 4.7.1.3 y Base ETF 3/ 4.7.1.2 y B3/4.7.1.3**
   CNA deberá analizar en el plazo de 6 meses, y enviar al CSN sus conclusiones, la coherencia de las BASES de las ETF del sistema AFW y del tanque AFT con las hipótesis consideradas en los análisis asociados de capacidad del sistema y del tanque, en lo relativo a la disponibilidad o no de alimentaciones eléctricas exteriores.
   CNA deberá realizar una propuesta de modificación del la ETF 3.7.1.3 para incluir el porcentaje de nivel de llenado del tanque de AFW y para indicar en las bases asociadas que los valores recogidos en la ETF incluyen las incertidumbres
   de medida y de proceso.
   COMPROMETIDO EN CONTESTACIÓN ACTA REUNIÓN SINU CSN/ART/SINU/AL0/0910/05 (ATA-CSN-006696)

7. **BASE 3/4.7.1.1**

Durante la auditoría realizada en las oficinas de Westinghouse se identificaron, en estas BASES, algunas inexactitudes de carácter menor incluidas en el texto de las mismas. Así:

- En el primer párrafo cuando dice que "La máxima capacidad de alivio está asociada al disparo de turbina desde el 100% de la POTENCIA TÉRMICA NOMINAL, en coincidencia con la supuesta pérdida del suministro de calor del condensador (derivación de vapor al condensador no disponible)", faltaría indicar que también está indisponible el alivio de vapor a la atmósfera
- La descripción de los términos w_s y $h_{fg,}$, deberían incluir el valor aplicable.

8. **ETF 3/4.9.15**

CNA deberá, hacer una propuesta de modificación de esta ETF para eliminar el comentario señalado con dos asteriscos según el cual se permitiría tener inoperables las bombas comunes de los sistemas CCW y ESW cuando la temperatura en la piscina de combustible se haya estabilizado por debajo de 52 ºC.

COMPROMETIDO EN ACTA DE INSPECCION MULTIDISCIPLINAR CSN/AIN/ALO/08/843 (ATA-CSN-006620)

9. **BASE 3/4.9.8**

Incluir referencias al análisis del RHR a medio lazo. Actualizar en las bases de las ETF las nuevas referencias del cálculo de Westinghouse

COMPROMETIDO EN CONTESTACIÓN ACTA REUNIÓN SINU CSN/ART/SINU/AL0/0910/05 (ATA-CSN-006696)

10. **ETF 3/4.7.1**

Verificar la coherencia de los cálculos relativos al "Net Heat Input" utilizado en el cálculo de la tabla de la ETF 3/4.7.1 y enviar al CSN, en un plazo no superior a seis meses desde la aprobación del aumento de potencia, los resultados de su análisis.

COMPROMETIDO EN CONTESTACIÓN ACTA REUNIÓN SINU CSN/ART/SINU/AL0/0910/05 (ATA-CSN-006696)

ANEXO IV

OTROS ASPECTOS

1. C.N. Almaraz deberá hacer un seguimiento, durante el proceso de pruebas, de la revisión de la incertidumbre asociada a la medida del caudalímetro por ultrasonidos (CROSSFLOW) con el fin de comprobar que la incertidumbre en potencia sea menor del 1%.

2. CNA deberá realizar un seguimiento de la metodología de W para el tratamiento de la refrigeración a largo plazo tras un LOCA, en revisión actualmente por la NRC, hasta que se cierre de forma satisfactoria, e informar al CSN de la solución finalmente adoptada por Westinghouse aceptada por la NRC.

3. CNA debe verificar la coherencia de los cálculos relativos al "Net Heat Input", utilizado en el balance térmico del RCS para el cálculo de la tabla de la ETF 3/4.7.1 y enviar al CSN, en un plazo no superior a seis meses desde la operación estable a la nueva potencia térmica, los resultados de su análisis. (**COMPROMETIDO EN CONTESTACIÓN ACTA REUNIÓN SINU**
CSN/ART/SINU/AL0/0910/05 (ATA-CSN-006696)

4. En relación con el Plan de pruebas presentado y en concreto respecto de los criterios de aceptación de seguridad, en todas las pruebas propuestas habrá que considerar adicionalmente a lo indicado en cada una de ellas lo siguiente:

    1. En todos ellos hay que considerar que la planta alcanza un estado estable (sin oscilaciones divergentes ni sostenidas).
    2. En ningún caso debe haber actuaciones de sistemas de seguridad (válvulas de seguridad, sistema de inyección de seguridad, sólo en las de pérdida de caudal se permitirán señales de disparo).
    3. Las actuaciones del operador deben estar previstas de antemano, pero puesto que lo que se propone son pruebas de evaluación de transitorios de condición I, serán las menores posibles.
    4. Asimismo se incluirán los criterios de diseño y las correspondientes acciones a tomar en caso de que no se cumplan durante el programa de pruebas.

5. Valorando toda la información disponible, el CSN considera que el sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado será capaz de asumir el impacto del APE-108. No obstante, los márgenes se reducen significativamente, por lo que en el marco de la renovación de la autorización, cuya evaluación está en curso, CNA deberá proponer mejoras que aumenten los márgenes de refrigeración y supongan un aumento de la capacidad de refrigeración de este sistema.