

**DICTAMEN TÉCNICO RELATIVO A LA SOLICITUD DE RENOVACIÓN DE LA
AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA C.N. SANTA MARÍA DE GAROÑA**

INDICE

1.-IDENTIFICACION

- 1.1.-Solicitante
- 1.2.-Asunto
- 1.3.-Documentos aportados por el solicitante
- 1.4.-Documentos de licencia afectados

2.-DESCRIPCION Y OBJETO DE LA PROPUESTA

- 2.1.-Razones, descripción y antecedentes de la solicitud
- 2.2.-Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad
- 2.3.-Descripción del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada
- 2.4.-Descripción del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

3.-EVALUACION

- 3.1.-Referencia y título de los informes de evaluación
- 3.2.-Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad
- 3.3.-Evaluación del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada
- 3.4.-Evaluación del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos
- 3.5.-Modificaciones
- 3.6.-Hallazgos
- 3.7.-Discrepancias respecto de lo solicitado

4.-CONCLUSIONES Y ACCIONES

- 4.1.-Aceptación de lo solicitado
- 4.2.-Requerimientos del CSN
- 4.3.-Compromisos del titular

SUPLEMENTO 1.-Estado de cumplimiento de las Condiciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica y de las Instrucciones Complementarias asociadas a la concesión del Permiso de Explotación vigente

SUPLEMENTO 2.-Descripción y Evaluación detalladas de la Revisión Periódica de la Seguridad

SUPLEMENTO 3.-Descripción y Evaluación detalladas del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada

SUPLEMENTO 4.-Descripción y Evaluación detalladas del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

ANEXO I.-Escrito al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio sobre la nueva Autorización de Explotación

ANEXO II.-Carta a NUCLENOR sobre las Instrucciones Técnicas Complementarias

ANEXO III.-Escrito al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio sobre la aprobación del Estudio de Seguridad

ANEXO IV.-Escrito al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio sobre la aprobación del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO

SOLICITUD DE RENOVACION DE LA AUTORIZACION DE EXPLOTACION DE LA C.N. SANTA MARIA DE GAROÑA

1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

NUCLENOR. C.N. Santa María de Garoña.

1.2. Asunto

Solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la C.N. Santa María de Garoña.

1.3. Documentos aportados por el solicitante

La solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la C.N. Santa María de Garoña, presentada por el titular ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, el día 3-7-06, y remitida por éste al CSN, el día 7-7-06, con nº de registro de entrada 15657, y la documentación presentada como apoyo a la misma que se indica a continuación:

- Las últimas revisiones de los documentos oficiales de explotación
- Una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) realizada de acuerdo con la Guía de Seguridad del CSN 1.10 “Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares”
- Una revisión del Estudio Probabilista de Seguridad (APS)
- Un Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento
- Un Estudio Analítico Radiológico
- Un Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

Durante el transcurso de la evaluación, el titular ha aportado la documentación siguiente:

El día 3-7-08 ha presentado, ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, una actualización a 31-12-07 de la documentación presentada en apoyo de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio ha remitido al CSN, el día 14-7-08, con nº de registro de entrada 15766, la citada actualización.

El día 13-2-09, con nº de registro 2518, el titular ha remitido al CSN una revisión del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento. El día 29-4-09, el titular ha presentado, ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, una revisión del Plan Integrado de

Evaluación y Gestión del Envejecimiento. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio ha remitido al CSN, el día 4-05-09, con n° de registro de entrada 10234, la citada revisión.

El día 28-4-09, el titular ha presentado, ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, una revisión del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos. El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio ha remitido al CSN, el día 30-4-09, con n° de registro de entrada 40710, la citada revisión.

El día 12-12-08, con n° de registro 23417, el titular ha remitido al CSN una actualización del APS de otros sucesos externos (tarea APS-IT-T4).

El titular ha presentado al CSN, el día 2-11-07, con n° de registro de entrada 21798, los análisis requeridos por el CSN en la Instrucción Técnica Complementaria sobre Normativa de Aplicación Condicionada de referencia CNSMG/SMG/06/11.

El día 16-9-08, con n° de registro de entrada 18645, el día 26-11-08, con n° de registro de entrada 41514, el día 30-1-09, con n° de registro de entrada 40120 y el día 18-3-09, con n° de registro de entrada 40417, el titular ha presentado al CSN diversos análisis complementarios de los mencionados análisis presentados, el día 2-11-07, con n° de registro de entrada 21798, en respuesta a la Instrucción Técnica Complementaria sobre Normativa de Aplicación Condicionada de referencia CNSMG/SMG/06/11.

1.4. Documentos de licencia afectados

Se ven afectados el Estudio de Seguridad y el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos. No se han identificado otros documentos de licencia que precisen aprobación oficial o apreciación favorable del CSN.

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA PROPUESTA

2.1.-Razones, descripción y antecedentes de la solicitud

El Permiso de Explotación de la C.N. Santa María de Garoña vigente fue concedido por Orden Ministerial del Ministerio de Industria y Energía de fecha 5 de julio de 1999, por un periodo de diez años (hasta el 5 de julio de 2009) y, en cumplimiento con la Condición 2 de dicho Permiso de Explotación, el titular ha solicitado la renovación de la Autorización de Explotación por un periodo de diez años, el 3 de julio de 2006, con tres años de antelación a la fecha de expiración del Permiso de Explotación vigente.

El titular ha presentado en apoyo de la solicitud la documentación establecida en la citada Condición 2 del Permiso de Explotación Vigente, así como, en la Guía de Seguridad del CSN 1.10 “Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares”, Rev.0 y en la Rev.1 de la citada Guía de Seguridad, que se encontraba en fase de elaboración en el momento de presentación de la solicitud y fue posteriormente aprobada por el Pleno del CSN.

La documentación sometida a evaluación se describe resumidamente en los apartados 2.2. 2.3 y 2.4 siguientes. En los Suplementos 2, 3 y 4 de la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluyen las descripciones detalladas de la documentación, así como, de las evaluaciones correspondientes.

2.2.-Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad

La Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) presentada por el titular en apoyo de su solicitud es la segunda RPS llevada a cabo por el mismo y el periodo objeto de revisión comprende desde el 1/1/98 hasta el 31/12/07.

El documento de la RPS presentado por el titular en Julio de 2006 en general contiene datos hasta el 31/12/04 y, adicionalmente, datos correspondientes a años anteriores con la finalidad de potenciar la visión panorámica de la RPS. El documento de la RPS presentado por el titular en Julio de 2008 contiene datos actualizados hasta el 31/12/07. La evaluación del CSN se ha centrado en el periodo comprendido entre el 1/1/98 y el 31/12/07, ya que los años anteriores fueron considerados al evaluar la anterior RPS.

2.2.1-Experiencia Operativa

-Experiencia Operativa Interna

La RPS se ha centrado en los Sucesos Notificables y en las Incidencias Menores y/o Partes de Sucesos, así como, en los Indicadores de Funcionamiento de la World Association of Nuclear Operators (WANO) y para llevarla a cabo el titular ha utilizado la información contenida en los Informes Anuales de Experiencia Operativa, los Informes de Sucesos Notificables, los Informes Especiales, el Diario de Operación, la documentación correspondiente a las modificaciones de diseño y la base de datos del Programa de Acciones Correctivas.

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados de la experiencia operativa interna, habiendo estado orientada dicha revisión a reconsiderar la validez de las acciones correctoras establecidas en su momento y a establecer, en su caso, nuevas acciones correctoras.

Por otra parte, el titular ha realizado para los Sucesos Notificables un análisis de tendencias que incluye, la evolución del número anual de sucesos notificables, la evolución del número anual de paradas automáticas del reactor, la evolución de la duración de la parada para recarga y la evolución del porcentaje del tiempo del año que la central ha estado acoplada a la red y ha efectuado comparaciones con los mismos datos correspondientes a otras centrales nucleares españolas. Como resultado del análisis el titular ha concluido lo siguiente:

-La tendencia del número anual de sucesos notificables es decreciente.

-La tendencia del número anual de paradas automáticas del reactor es decreciente.

-La tendencia del número anual de sucesos notificables, así como, del número anual de paradas automáticas del reactor se ajustan a las correspondientes a las centrales nucleares españolas y las mejoran.

-La tendencia de la duración de la parada para recarga es decreciente.

-La tendencia del porcentaje del tiempo del año que la central ha estado acoplada a la red es creciente.

-La tendencia de la duración de la parada para recarga, así como, la tendencia del porcentaje del tiempo del año que la central ha estado acoplada a la red se ajustan a las correspondientes a las centrales nucleares españolas y las mejoran.

Asimismo, el titular ha realizado para las Incidencias Menores (inicialmente llamadas Partes de Sucesos) un análisis de tendencias que incluye la evolución del número anual de las mismas. Como resultado del análisis el titular ha concluido que la tendencia es ligeramente decreciente con oscilaciones.

Adicionalmente, el titular ha realizado para los Indicadores de Funcionamiento de WANO un análisis del valor para la C.N. Santa María de Garoña de cada uno de los ocho indicadores (factor de disponibilidad, factor de indisponibilidad no programada, disparos no programados por cada 7000 horas crítico, funcionamiento de los sistemas de seguridad, fiabilidad del combustible, índice químico, dosis colectiva recibida, índice de accidentes laborales e inestabilidades relacionadas con la red exterior) y ha efectuado una comparación de dicho indicador con el valor publicado por WANO para el mismo (mediana, mejor cuartil, peor cuartil y media). Como resultado de la comparación de los valores de los indicadores para la C.N. Santa María de Garoña con los valores de los indicadores correspondientes a WANO, el titular ha concluido que los valores correspondientes a la C.N. Santa María de Garoña son equiparables y en muchos casos mejores que los valores medios de los indicadores correspondientes a WANO.

El titular no ha establecido nuevas acciones correctoras con relación a la experiencia operativa interna.

-Experiencia Operativa Externa

La RPS se ha centrado en los Sucesos Notificables de las centrales nucleares españolas, las experiencias externas de la industria nuclear (SER y SOER de WANO, IN de la USNRC, ENR y EAR de WANO, experiencias operativas cuyo análisis ha sido requerido por el CSN, informes correspondientes al 10 CFR 21, Boletines Técnicos de General Electric SIL y RICSIL) y para llevarla a cabo el titular ha utilizado la información contenida en los Informes Anuales de Experiencia Operativa, el Banco de Datos de Incidentes Operativos (BDIO) y la base de datos del Programa de Acciones Correctivas.

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados de las experiencias operativas de los diferentes tipos, habiendo estado orientada dicha revisión a reconsiderar la validez de las acciones correctoras establecidas en su momento y a establecer, en su caso, nuevas acciones correctoras.

El titular no ha establecido nuevas acciones correctoras con relación a la experiencia operativa externa.

-Registro y Archivo de Datos Operacionales

El titular ha llevado a cabo una revisión de los requisitos aplicables al registro y archivo de datos, así como, de la sistemática mediante la cual se cumplen estos requisitos en su organización, habiendo estado orientada dicha revisión a identificar posibles necesidades de mejora en la sistemática establecida.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en la sistemática establecida para llevar a cabo el registro y archivo de los datos operacionales.

-Valoración Global del Análisis de la Experiencia Operativa

El titular ha llevado a cabo una revisión de la sistemática existente en su organización para el análisis de la experiencia operativa interna y externa, el establecimiento de las acciones correctoras, la ejecución y cierre de las acciones correctoras y la difusión interna de las experiencias, habiendo estado orientada dicha revisión a identificar posibles necesidades de mejora en la sistemática establecida.

El titular ha identificado la necesidad de mejorar, dentro de su organización, la difusión y la posibilidad de consulta de la información existente sobre casos similares relacionados con la experiencia operativa interna y externa.

2.2.2-Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

-Dosis Ocupacional

La RPS se ha centrado en las dosis colectivas anuales correspondientes al personal de plantilla y al personal de contrata, las dosis colectivas por tareas durante las paradas para recarga correspondientes al personal de plantilla y al personal de contrata, la evolución de las dosis colectivas durante las paradas para recarga correspondientes al personal de plantilla y al personal de contrata, la evolución de las dosis colectivas anuales en operación normal correspondientes al personal de plantilla y al personal de contrata, la evolución de las dosis colectivas asociadas a algunas tareas durante las paradas para recarga correspondientes al personal de plantilla y al personal de contrata y la evolución de las dosis individuales medias anuales correspondientes al personal de plantilla y al personal de contrata. Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

-La tendencia de las dosis colectivas durante las paradas para recarga es decreciente hasta 2001 y a partir de esa fecha la evolución es ligeramente creciente, como consecuencia de la recontaminación de los lazos del sistema de recirculación producida con posterioridad a la descontaminación de dichos lazos llevada a cabo en la parada para recarga de 1999.

-La tendencia de las dosis colectivas anuales en operación normal es ligeramente decreciente.

-La tendencia de las dosis individuales medias anuales en los años sin parada para recarga es estable.

-La tendencia de las dosis individuales medias anuales en los años con parada para recarga es decreciente hasta 2001 y a partir de esa fecha la evolución es ligeramente creciente, como consecuencia de la recontaminación de los lazos del sistema de recirculación producida con posterioridad a la descontaminación de dichos lazos llevada a cabo en la parada para recarga de 1999.

El titular ha identificado la necesidad de mejorar el seguimiento de las dosis individuales, de forma que en los trabajos con especial implicación radiológica queden reflejadas las actuaciones ALARA encaminadas al control y a la reducción de las dosis individuales.

-Vertidos y Dosis al Público

La RPS se ha centrado en las actividades anuales vertidas en los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, las dosis efectivas anuales debidas a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, la evolución de la actividad total anual contenida en los efluentes líquidos excepto tritio, la evolución de la actividad total anual debida al tritio contenido en los efluentes líquidos, la evolución de la actividad total anual debida al tritio contenido en los efluentes gaseosos, la evolución de la actividad total anual debida a los gases nobles contenidos en los efluentes gaseosos, la evolución de la actividad total anual debida a los yodos contenidos en los efluentes gaseosos, la evolución de la actividad total anual debida a las partículas contenidas en los efluentes gaseosos, la evolución de la dosis efectiva anual debida a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos. Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

-La actividad total anual descargada en los efluentes líquidos se compone de tritio y del resto de isótopos, presentando la actividad debida al tritio los valores máximos los años con parada para recarga.

-La actividad total anual vertida en los efluentes líquidos debida al tritio está relacionada con las operaciones de limpieza y rellenado de circuitos que se hayan realizado en la Central.

-La actividad total anual vertida debida al resto de los isótopos es mayor los años con parada para recarga y tuvo un máximo en la parada para recarga de 1999, debido a la descontaminación de los lazos del sistema de recirculación llevada a cabo durante la misma.

-La actividad total anual vertida en los efluentes gaseosos debida al tritio es mayor en los años en los cuales no ha habido parada para recarga debido, a que el principal aporte de tritio a los efluentes gaseosos es el agua tritiada, la cual es arrastrada por el vapor de sellos directamente a la chimenea de descarga, y a que la actividad específica de tritio en el refrigerante va aumentando a medida que transcurre el ciclo de operación.

-La actividad total anual vertida en los efluentes gaseosos debida a los gases nobles aumenta cuando en el año en cuestión ha ocurrido un fallo de combustible, como en el año 1998 en el cual sucedió el fallo de dos elementos combustibles, y en el año 2006 en el cual sucedió el fallo de un elemento combustible.

-La actividad total anual vertida en los efluentes gaseosos debida a los yodos aumenta cuando en el año en cuestión ha ocurrido un fallo de combustible, como en el caso de los gases nobles y, además, se ve afectada por las inoperabilidades del sistema de tratamiento de gases.

-La actividad total anual vertida en los efluentes gaseosos debida a las partículas es mayor en los años en los cuales ha habido parada para recarga, ya que cuando se abren los circuitos se liberan partículas, principalmente de Co-60 y de Mn-54, a través de la ventilación.

-La evolución de la dosis efectiva anual debida a los efluentes radiactivos líquidos presenta ligeros incrementos en los años con parada para recarga, debido a que durante las mismas hay un menor caudal de dilución al estar paradas las bombas de circulación.

-La evolución de la dosis efectiva anual debida a los efluentes radiactivos gaseosos es estable.

-El impacto radiológico anual de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos está muy por debajo de los límites establecidos (más de 600 veces por debajo del límite anual de dosis y más de 50 veces por debajo de la restricción operacional de dosis).

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo a los vertidos y dosis al público.

-Residuos Radiactivos Sólidos

La RPS se ha centrado en los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad, y, en cuanto a ellos, en el número de bultos de residuos radiactivos sólidos generados anualmente, el volumen de los bultos de residuos radiactivos sólidos generados anualmente, la actividad de los bultos de residuos radiactivos sólidos generados anualmente, el número de bultos de residuos radiactivos sólidos existentes en el Almacenamiento Temporal de Residuos (ATR), la evolución del número de bultos de residuos radiactivos sólidos generados anualmente, la evolución de la actividad de los bultos de residuos radiactivos sólidos generados anualmente, la evolución del grado de ocupación del ATR, la evolución de la gestión de cada una de las corrientes de residuos radiactivos sólidos, las principales actividades de acondicionamiento de residuos radiactivos sólidos llevadas a cabo y el impacto radiológico asociado a la gestión de los residuos radiactivos sólidos. Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

-Hasta el año 2001 el grado de ocupación del ATR fue decreciente, debido a que desde el año 1993, en que se había producido la máxima ocupación del mismo, el número de bultos de residuos radiactivos sólidos enviados a la instalación de almacenamiento centralizado fue superior al generado. Desde el año 2001 hasta el año 2005 el grado de ocupación del ATR se estabilizó y desde el año 2005 hasta la fecha el grado de ocupación del ATR ha sido creciente debido a que el número de bultos de residuos radiactivos sólidos generados ha sido superior al número de bultos de residuos enviados a la instalación de almacenamiento centralizado.

-Los productos del acondicionamiento de las resinas tipo bola (procedentes de la desmineralización del condensado y del sistema de purificación del agua del reactor), de los concentrados del evaporador, de los residuos compactables, de los residuos no compactables, de los concentrados del evaporador no tipificados, de los residuos compactables no tipificados, de los residuos supercompactados no tipificados, de los residuos de filtros cementados y de los barros de filtros desecados han sido aceptados por ENRESA.

-El acondicionamiento de los residuos inmovilizados con Microcel se encuentra en estudio.

-El acondicionamiento de los lodos húmedos embidonados se encuentra en estudio.

-El acondicionamiento de los filtros no tipificados se encuentra en estudio.

-La dosis colectiva anual media, durante los últimos diez años, debida a los trabajos relacionados con la gestión de los residuos radiactivos sólidos ha sido de 40 mSv.persona.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo a los residuos radiactivos sólidos.

-Vigilancia Radiológica Ambiental

La RPS se ha centrado en la evolución del Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental, la evolución de las medidas de radiación directa, la evolución de las medidas de yodo en aire, la evolución de las medidas de partículas en aire, la evolución de las medidas de radiactividad en suelos, la evolución de las medidas de radiactividad en agua de lluvia, la evolución de las medidas de radiactividad en agua potable, la evolución de las medidas de radiactividad en agua subterránea, la evolución de las medidas de radiactividad en agua superficial, la evolución de las medidas de radiactividad en leche, la evolución de las medidas de radiactividad en alimentos vegetales, la evolución de las medidas de radiactividad en alimentos de procedencia animal, la evolución de las medidas de radiactividad en peces, la evolución de las medidas de radiactividad en sedimentos de orilla, la evolución de las medidas de radiactividad en organismos indicadores, los casos en los cuales se han conseguido los Límites Inferiores de Detección (LID) recomendados por el CSN, los casos en los cuales se han alcanzado los límites de notificación al CSN y el control de calidad de la vigilancia radiológica ambiental. Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

-Las diferentes medidas han permanecido estables siendo en muchos casos los valores obtenidos inferiores al Límite Inferior de Detección (LID).

-Los Límites Inferiores de Detección (LID) recomendados por el CSN se han conseguido en un porcentaje muy elevado de las medidas.

-Los límites de notificación establecidos por el CSN se han alcanzado en una ocasión, en 1998, en una medida de Sr ⁹⁰ en una muestra de coles, en la cual se midió 2,25 Bq/Kg frente a 1 Bq/Kg establecido por el CSN como límite de notificación. El valor encontrado fue semejante al encontrado en otras campañas en el punto testigo, que no tiene relación con las descargas de la Central, y fue atribuido al

alto contenido en cenizas de la muestra medida como resultado del proceso de preparación de la misma.

-Los resultados de las diferentes medidas concuerdan aceptablemente con los resultados de las medidas llevadas a cabo como control de calidad.

El titular ha considerado adecuada la vigilancia radiológica ambiental que está llevando a cabo, debido a la escasa dispersión de los resultados obtenidos para las diferentes vías y a la escasa incidencia radiológica en el medioambiente de la operación de la Central y ha identificado como acción de mejora, en el contexto de la operación a largo plazo de la Central, el incremento de las medidas en algunos puntos de suelos, así como, la incorporación de la medida de vegetales en tres nuevos puntos.

2.2.3.-Cambios en la Reglamentación y Normativa

-Reglamentación Nacional

La RPS se ha centrado en la identificación de los cambios habidos en las disposiciones reglamentarias aplicables a la C.N. Santa María de Garoña (Leyes, Reales Decretos, Ordenes Ministeriales, Resoluciones Ministeriales, Resoluciones del CSN, Instrucciones de Seguridad del CSN e Instrucciones Técnicas Complementarias del CSN), así como, en el análisis de la repercusión de dichos cambios sobre la misma. Como resultado de la revisión el titular ha concluido que las actuaciones llevadas a cabo han sido suficientes, no habiendo identificado como consecuencia de la RPS la necesidad de realizar actuaciones adicionales.

-Normativa del País de Origen del Proyecto

La RPS se ha centrado en la identificación de los cambios habidos en el Título 10 del Código de Regulaciones Federales (10 Code of Federal Regulations - 10 CFR -) de EEUU, en las Cartas Genéricas (Generic Letters) de la USNRC, en los Boletines (Bulletins) de la USNRC y en las Guías Reguladoras (Regulatory Guides) de la USNRC, así como, en la sistemática existente en la organización del titular para el análisis de los cambios habidos en la Normativa del País de Origen del Proyecto, la ejecución y el cierre de las acciones identificadas como necesarias.

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados de los cambios habidos en la Normativa del País de Origen del Proyecto, habiendo estado orientada dicha revisión a reconsiderar la validez de las acciones identificadas como necesarias en su momento y a establecer, en su caso, nuevas acciones.

En lo referente a los cambios habidos en el 10 CFR el titular ha analizado 75 cambios, de los cuales 35 no son aplicables y 40 son aplicables, si bien pueden considerarse cerrados por ser las actuaciones llevadas a cabo suficientes, no siendo necesaria la realización de actuaciones adicionales.

En lo relativo a los cambios habidos en las Cartas Genéricas de la USNRC el titular ha analizado 27 Cartas Genéricas, de las cuales 8 no son aplicables y 19 son aplicables, si bien 16 pueden considerarse cerradas por ser las actuaciones llevadas a cabo suficientes, no siendo necesaria la realización de actuaciones adicionales y 3 se encuentran abiertas por ser necesarias actuaciones adicionales.

En lo referente a los cambios habidos en los Boletines de la USNRC el titular ha analizado 12 Boletines, de los cuales 8 no son aplicables y 4 son aplicables, si bien pueden considerarse cerrados por ser las actuaciones llevadas a cabo suficientes, no siendo necesaria la realización de actuaciones adicionales.

En lo relativo a los cambios habidos en la Guías Reguladoras de la USNRC el titular ha analizado 97 Guías Reguladoras, de las cuales 40 son aplicables, 32 serían aplicables en futuras actividades y modificaciones de diseño y 25 no son aplicables.

El titular ha llevado a cabo, asimismo, una revisión de la sistemática existente en su organización para el análisis de los cambios habidos en la Normativa del País de Origen del Proyecto, la ejecución y el cierre de las acciones identificadas como necesarias, habiendo estado orientada dicha revisión a identificar posibles necesidades de mejora en la sistemática establecida.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo a los cambios en la Normativa del País de Origen del Proyecto.

-Reglamentación Internacional

La RPS se ha centrado en la identificación de los cambios habidos en los Códigos y Guías de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), ya que la pertenencia a la Unión Europea obliga al Estado español a incorporar en su legislación la reglamentación europea y, por tanto, dicha reglamentación ha sido considerada en el apartado 3.1 anterior. Como resultado de la revisión el titular no ha identificado la necesidad de realizar actuaciones adicionales

2.2.4.-Comportamiento de Equipos

-Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento

La RPS se ha centrado en un análisis de los resultados de las pruebas de vigilancia realizadas para identificar, en su caso, una posible evolución indicativa de la existencia de degradación de los equipos y se ha centrado en las baterías, la instrumentación de protección, el tiempo de arranque de los generadores diesel, el tiempo de arranque del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI) y el tiempo de arranque del Sistema de Inyección a Baja Presión (LPCI), del Sistema de Rociado del Núcleo (CS) y del Sistema de Agua de Servicios del LPCI (SW/LPCI). Las pruebas correspondientes a los equipos mecánicos las ha tratado el titular en el apartado correspondiente al Programa de Inspección en Servicio.

El análisis llevado a cabo por el titular contempla las inoperabilidades de equipos y la evolución de los parámetros característicos medidos en las calibraciones y en otras pruebas.

Como resultado del análisis el titular ha concluido lo siguiente:

-Las baterías de 125 Vcc BAT-E3-1A, 1B y 1C no muestran signos de degradación.

-Las baterías BAT-E2-11B y 12 B correspondientes a las UPS-E2-11A y UPS-E2-11B no muestran signos de degradación.

-Las calibraciones de las unidades de disparo de la instrumentación analógica presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones de los transmisores presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones de los canales de los Medidores de Rango Intermedio (IRM) presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones del Sistema Power Range Neutron Monitor (PRNM) presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones de los termostatos que generan la señal de aislamiento del Condensador de Aislamiento (IC) presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones del transmisor de mínimo caudal en la descarga del Sistema HPCI presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones de los monitores de radiación que generan la señal de aislamiento de la Contención Secundaria por alta radiación en el plenum de la ventilación del Edificio del Reactor presentan una respuesta estable.

-Las calibraciones de los monitores de radiación que generan la señal de aislamiento del Sistema de Ventilación de la Sala de Control por alta radiación en la entrada del mismo presentan una respuesta estable.

-El tiempo de arranque de los generadores diesel no muestra signos de degradación.

-El tiempo de arranque del Sistema HPCI no muestra signos de degradación.

-El tiempo de arranque del Sistema LPCI, del Sistema CS y del Sistema SW/LPCI no muestra signos de degradación.

-El tiempo de respuesta del caudal del Sistema LPCI y del Sistema IC no muestra signos de degradación.

-La causa y la frecuencia de las inoperabilidades identificadas en la ejecución de Requisitos de Vigilancia no pone de manifiesto una situación de la Central diferentes de las otras centrales y no muestra signos de degradación de los equipos.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo a los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

-Programa de Inspección en Servicio

La RPS ha consistido en un análisis de la evolución del Manual de Inspección en Servicio (MISI), así como, en un análisis de los programas de inspección en servicio requeridos, de los programas de inspección en servicio realizados y de los resultados de los mismos y ha contemplado independientemente los distintos programas: ensayos no destructivos, inspecciones de soportes, inspecciones y pruebas funcionales de amortiguadores, inspecciones según el NUREG-0313 “Technical Report on Materials Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundaring Piping” de la USNRC, pruebas funcionales de válvulas, pruebas funcionales de bombas, pruebas de presión, inspecciones de la Contención Primaria e inspecciones adicionales (erosión/corrosión, internos de vasija, penetraciones de CRDS y Toberas N-4). La RPS presentada por el titular contempla datos correspondientes al Tercer Intervalo de Inspección (Marzo 1991 - Marzo 2001) y al Cuarto Intervalo de Inspección (Abril 2001 – Abril 2011).

Como resultado del análisis el titular ha concluido lo siguiente:

-Los ensayos no destructivos requeridos han sido llevados a cabo, salvo casos de inaccesibilidad justificada. Los resultados de los ensayos no destructivos han sido aceptables prácticamente en su totalidad y cuando algún resultado no ha sido aceptable se ha actuado cumpliendo el MISI.

-Las inspecciones de soportes requeridas han sido llevadas a cabo, salvo casos de inaccesibilidad justificada. Los resultados de las inspecciones de soportes han sido aceptables prácticamente en su totalidad y cuando algún resultado no ha sido aceptable se ha actuado cumpliendo el MISI.

-Las inspecciones y pruebas funcionales de amortiguadores han sido llevadas a cabo en su totalidad. Los resultados de las inspecciones y pruebas funcionales de amortiguadores han sido aceptables prácticamente en su totalidad y cuando algún resultado no ha sido aceptable se ha actuado cumpliendo el MISI.

-Las inspecciones según el NUREG-0313 han sido llevadas a cabo salvo, casos de inaccesibilidad justificada. Los resultados de las inspecciones según el NUREG-0313 han sido aceptables.

-Las pruebas funcionales de válvulas han sido llevadas a cabo en su totalidad. Los resultados de las pruebas funcionales de válvulas han sido aceptables prácticamente en su totalidad y cuando algún resultado no ha sido aceptable se ha actuado cumpliendo el MISI.

-Las pruebas funcionales de bombas han sido llevadas a cabo en su totalidad. Los resultados de las pruebas funcionales de bombas han sido aceptables.

-Las pruebas de presión han sido llevadas a cabo en su totalidad. Los resultados de las pruebas de presión han sido aceptables.

-Las inspecciones de la Contención Primaria han sido llevadas a cabo, salvo casos justificados. Los resultados de las inspecciones de la Contención Primaria han sido aceptables.

-Las inspecciones adicionales (erosión/corrosión, internos de vasija, penetraciones de CRDS y Toberas N-4) han sido llevadas a cabo en su totalidad. Los resultados de las inspecciones adicionales han sido aceptables.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo al Programa de Inspección en Servicio.

-Calificación de Equipos

La RPS ha consistido en un análisis de la calificación ambiental de equipos, de la verificación sísmica de equipos y de la dedicación de equipos.

En lo que se refiere a la calificación ambiental de equipos, el titular ha centrado su revisión en los cambios introducidos en el Estudio de Calificación Ambiental (ECA) durante el periodo objeto de la RPS y en la extensión de la calificación ambiental de los equipos asociada a la solicitud de operación a largo plazo. Dicha extensión de la calificación ambiental de los equipos forma parte de la actualización de los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida, ya que los equipos fueron calificados inicialmente para una vida de diseño de 40 años y para que su operación a largo plazo (diez años más) sea aceptable es preciso demostrar que la calificación ambiental (frente a la temperatura y a la radiación) se mantiene durante el nuevo periodo de operación. El detalle de la extensión de la calificación ambiental de equipos asociada a la operación a largo plazo lo ha tratado el titular en el Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).

En lo que se refiere a la verificación sísmica de equipos, el titular ha efectuado una recapitulación de las actividades llevadas a cabo para dar cumplimiento a la Generic Letter 87-02 mediante la cual la USNRC resolvió el USI A-46 "Seismic Qualification of Equipment in Operating Nuclear Plants", las cuales fueron expuestas en su mayoría en la primera RPS, presentada en Julio de 1998, y ha centrado su revisión en la actualización de los estudios existentes y en el mantenimiento de la verificación sísmica.

En lo referente a la dedicación de componentes, el titular ha realizado una descripción de la sistemática establecida internamente para llevar a cabo los procesos de dedicación de equipos y ha efectuado una recapitulación de los procesos de dedicación realizados durante el periodo objeto de la RPS.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo a la calificación de equipos.

-Gestión de Vida

El titular ha expuesto que en Julio de 2002 comenzó a aplicar la metodología del 10 CFR 54 “License Renewal Rule” a la gestión de vida de la Central en lugar de la metodología de UNESA aplicada hasta ese momento, como parte de las actividades preparatorias de la presentación en 2006 de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación que supone la operación a largo plazo de la Central. El detalle de la gestión de vida de la Central lo ha tratado el titular en el Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE).

-Regla de Mantenimiento

La RPS ha consistido en una recapitulación de las actividades llevadas a cabo para la implantación de la Regla de Mantenimiento (10 CFR 50.65 –“Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”) requerida por el CSN a los titulares de las centrales nucleares españolas en Octubre de 1993, en una descripción de la metodología desarrollada en la Central para la aplicación de la Regla de Mantenimiento, en un análisis del comportamiento de las ESC incluidos en el alcance de la Regla de Mantenimiento durante el periodo considerado en la RPS, en un análisis del riesgo asociado a mantenimientos preventivos o a pruebas de los sistemas significativos para el riesgo durante el periodo considerado en la RPS, en un balance fiabilidad/indisponibilidad de los sistemas significativos para el riesgo durante el periodo considerado en la RPS y en un análisis de la efectividad de la aplicación a la Central de la Regla de Mantenimiento.

El titular no ha identificado necesidades de mejora en lo relativo a la Regla de Mantenimiento.

2.2.5.-Modificaciones de la Instalación

La RPS ha consistido en un análisis global de la sistemática de evaluación de las modificaciones de diseño, en un análisis del efecto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS sobre la seguridad, en un análisis del efecto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS sobre la dosis ocupacional y en un análisis del efecto del conjunto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS sobre el riesgo.

Como resultado de dichos análisis el titular ha concluido lo siguiente:

-La sistemática de evaluación y análisis de las modificaciones de diseño no presenta deficiencias y cumple con la Guía de Seguridad del CSN 1.11 “Modificaciones de diseño en centrales nucleares”.

-La relación con la seguridad de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS ha sido la siguiente:

-Se han realizado 569 modificaciones de diseño de Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC), de las cuales 221 (39%) han resultado ser modificaciones relacionadas con la seguridad. 96 modificaciones de diseño han requerido Evaluación de Seguridad y 4 modificaciones de diseño han necesitado autorización oficial.

-El 38% de las modificaciones de diseño de ESC han afectado a los sistemas auxiliares, el 17% a los sistemas eléctricos, el 13% a las salvaguardias tecnológicas, el 12% a los sistemas de instrumentación y control, el 8% a los sistemas de vapor y conversión a energía, el 2% a los sistemas de tratamiento de residuos radiactivos, el 4% al sistema de refrigeración del reactor y el 6% restante a otros aspectos.

-El 34% de las modificaciones de diseño de ESC han sido mejoras operativas, el 19% han sido acciones correctoras, el 10% han sido consecuencia de requisitos del CSN, el 2% han sido consecuencia de recomendaciones del suministrador principal y el 35% restante ha sido consecuencia de otras causas.

-Se han realizado 4 modificaciones de diseño de ESC cuyo principal objetivo era la disminución de la dosis al personal. Dichas modificaciones de diseño han sido las siguientes:

-Instalación de un sistema de filtración en el Sistema de Condensado/Agua de Alimentación.

-Instalación de un sistema de inyección de Zinc al Sistema de Agua de Alimentación.

-Instalación de un sistema de inyección de Hierro al Sistema de Agua de Alimentación.

-Modificación de la línea de drenaje del fondo de la Vasiija del reactor.

-Como resultado del análisis del efecto sobre el riesgo del conjunto de las modificaciones de diseño realizadas durante el periodo considerado en la RPS no se ha identificado ninguna repercusión sobre el riesgo diferente del efecto de las modificaciones de diseño consideradas individualmente.

El titular ha identificado la necesidad de realizar pequeñas mejoras formales de la redacción de algunos procedimientos empleados para la evaluación de las modificaciones de diseño.

2.2.6.-Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

La RPS ha consistido en la descripción de las actualizaciones realizadas del APS (APS-2001, APS-2003, APS-2005 y APS-2007) durante el periodo considerado, en la identificación de las modificaciones de diseño derivadas de las diferentes actualizaciones del APS, en la identificación de las aplicaciones llevadas a cabo de dichas actualizaciones y en la exposición del programa de trabajo establecido por el titular para que el APS tenga el alcance requerido por el Programa Integrado de Realización de los APS en España y en los niveles de referencia de WENRA.

2.2.7.-Programas de Evaluación y Mejora de la Seguridad

La RPS ha consistido en una recapitulación de los Programas de Mejora llevados a cabo como consecuencia de la anterior RPS y en la descripción de los Programas de Mejora actualmente en curso. Dichos programas son los siguientes: Programa de Reducción de Dosis al Personal, Cultura de Seguridad, Organización y Factores Humanos y Almacenamiento de Combustible Gastado.

2.3.-Descripción del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) acordó en su reunión del día 20/10/06 establecer a NUCLENOR la normativa de aplicación condicionada asociada al nuevo Permiso de Explotación de la C.N. Santa María de Garoña y, a tal efecto, emitió la Instrucción Técnica Complementaria (ITC) de referencia CNSMG/SMG/06/11. El titular ha analizado el cumplimiento por parte de la Central con la mencionada normativa y en aquellos casos en que ha encontrado desviaciones ha propuesto

modificaciones de diseño u otras actuaciones. La respuesta del titular se describe seguidamente. Se resalta en negrita la normativa de aplicación condicionada establecida por el CSN.

10 CFR 50.44 “Normas para el Control de Gases Combustibles en Reactores de Potencia Refrigerados por Agua Ligera”.

-Análisis del cumplimiento con los requisitos del 10 CFR 50.44 teniendo en cuenta las guías contenidas en el borrador DG-1117 de guía reguladora publicado por la USNRC, debiendo ser revisado dicho análisis cuando la USNRC publique la versión final de la guía reguladora, en caso de que se produzcan cambios significativos respecto del texto del borrador de la misma.

El punto de partida del análisis realizado por el titular ha sido:

-La última versión del 10 CFR 50.44, que entró en vigor el 16/10/03, según la cual, el accidente base de diseño (LOCA) no genera gases combustibles que puedan poner en riesgo la Contención y sólo los accidentes más allá de la base de diseño pueden producir gases combustibles que puedan poner en riesgo la Contención.

-El borrador DG-1117 de guía reguladora, publicado para comentarios en 2002, el cual establece los principios siguientes: la eliminación de las consideraciones sobre la liberación de hidrógeno en el accidente base de diseño (LOCA), quedando asociada la misma a los accidentes más allá la base de diseño; la relajación de los requisitos de clasificación de los monitores de hidrógeno y de oxígeno que pasan a ser no relacionados con la seguridad; el mantenimiento de los requisitos sobre el mezclado de la atmósfera y la inertización de la Contención para las Contenciones Mark I y Mark II; y el mantenimiento de los requisitos sobre los sistemas de control del hidrógeno generado en la reacción metal-agua del 75% del material de las vainas del combustible para las Contenciones Mark III y PWR con condensador de hielo.

-La RG 1.7 “Control of Combustible Gas Concentrations in Containment”, Rev. 3, publicada en 2007, que coincide con el borrador DG-1117 de guía reguladora, siendo la única diferencia significativa la eliminación de la mención a las categorías 2 y 3 de la RG 1.97 “Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Plants”, relativas a la función desempeñada por la instrumentación en el accidente y a la afectación de ésta por el mismo, en caso de que se instalen monitores de hidrógeno y de oxígeno de grado comercial.

El titular ha concluido que la instrumentación de medida de concentración de hidrógeno y de oxígeno en la Contención, instalada en la Central para dar cumplimiento a la RG 1.97, Rev.3, cumple adecuadamente lo requerido por el 10 CFR 50.44 y la RG 1.7, Rev.3. El titular, por otra parte, va a mantener la clasificación de dicha instrumentación y su inclusión en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS) de la Central, si bien los nuevos requisitos reglamentarios sobre su clasificación permitirían extraerla de las mismas.

Criterio General de Diseño 4 “Bases de Diseño Ambiental y Contra Proyectiles”.

-Revisión del diseño de los sistemas y equipos de ventilación relacionados con la seguridad de acuerdo con el Código ASME AG-1 de 1997 y consideración de dicho código como normativa aplicable para repuestos y pruebas.

El titular ha analizado el cumplimiento con el Código ASME AG-1 de 1997 de todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad formados por conductos y compuertas: Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control, Sistema de Refrigeración de las Salas de Equipo Eléctrico, Sistema de Agua Fría Esencial (grupos frigoríficos), Sistema de Refrigeración de las Salas de las bombas del LPCI y del CS, Sistema de Refrigeración de la Sala de la Turbobomba del HPCI, Sistema de Ventilación de las Salas de los Generadores Diesel, Sistema de Ventilación de las Salas de Baterías y el Sistema SBT.

El titular ha concluido que el Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control, el Sistema de Refrigeración de las Salas de Equipo Eléctrico y el Sistema de Agua Fría Esencial (grupos frigoríficos) son de instalación reciente y cumplen con el Código ASME AG-1 de 1997.

El titular ha concluido, así mismo, que el Sistema de Refrigeración de las Salas de las bombas del LPCI y del CS, el Sistema de Refrigeración de la Sala de la Turbobomba del HPCI, el Sistema de Ventilación de las Salas de los Generadores Diesel, el Sistema de Ventilación de las Salas de Baterías y el Sistema SBT fueron suministrados como equipo original durante la construcción de la Central y en su especificación no se incluía el requisito de cumplimiento con el Código ASME AG-1 de 1997. El titular ha comunicado su previsión de sustituir el Sistema de Refrigeración de las Salas de las bombas del LPCI y del CS y el Sistema de Refrigeración de la Sala de la Turbobomba del HPCI, antes de Julio de 2009, el Sistema de Ventilación de las Salas de los Generadores Diesel y el Sistema de Ventilación de las Salas de Baterías, a medida que sea necesario por razones de mantenimiento, y el Sistema SBT antes de Julio de 2011, por otros sistemas que cumplan el Código ASME AG-1 de 1997.

Criterios Generales de Diseño 13 “Instrumentación y Control”, 20 “Funciones del Sistema de Protección”, 21 “Fiabilidad y Capacidad de Prueba del Sistema de Protección”, 22 “Independencia del Sistema de Protección” y 24 “Separación de los Sistemas de Protección y de Control”.

La norma IEEE 279-1971 “Criterios para Centrales Nucleares” está muy relacionada con el cumplimiento con estos CGD y el titular deberá llevar a cabo los análisis que se indican a continuación, además de las acciones propuestas por él mismo:

A.-Sección 4.2 de la norma IEEE 279-1971-Criterio de fallo único-

-Análisis de la configuración actual del Sistema de Despresurización Automática (ADS), la cual permite en caso de producirse una falta en una de las barras en los sistemas de distribución A y B de 125 Vcc la transferencia automática a la barra del otro tren para alimentar el circuito de control asociado.

El titular ha analizado la alimentación eléctrica actual a las lógicas de actuación de los circuitos lógicos del Sistema ADS, a las válvulas de alivio y a las válvulas de alivio/seguridad. Dicha alimentación consiste en una alimentación preferente desde una de las barras de 125 Vcc y en una alimentación de reserva, de forma que ante una pérdida de la alimentación preferente se produce la transferencia automática a la alimentación de reserva. Las solenoides de dos válvulas de alivio y de dos válvulas de alivio/seguridad tienen como alimentación preferente una barra de 125 Vcc y las solenoides de una válvula de alivio y de una válvula de alivio/seguridad tienen como alimentación preferente la otra barra de 125 Vcc. En caso de fallo de la alimentación preferente, un relé auxiliar conmuta automáticamente a la alimentación de reserva, lo cual confiere al sistema una gran disponibilidad. No obstante, este diseño puede tener el inconveniente de que en caso de un cortocircuito en los circuitos de control de la válvula solenoide, o en la propia válvula solenoide, la falta podría producir la actuación de alguna de las

protecciones de la alimentación preferente y la posterior transferencia a la alimentación de reserva y si la falta permaneciese presente podría poner en peligro dicha alimentación de reserva.

Aunque la situación descrita se considera muy improbable, dada la gran cantidad de protecciones eléctricas previas al interruptor de la barra de 125 Vcc, el titular ha programado una modificación de diseño mediante la cual cada tren lógico de actuación del Sistema ADS se alimentará solo de su correspondiente división eléctrica, todas las solenoides de las válvulas de alivio tendrán una alimentación preferente desde la división eléctrica B y una alimentación de reserva desde la división eléctrica A, se eliminará la transferencia automática de la alimentación preferente a la alimentación de reserva a las solenoides de las válvulas de alivio/seguridad y se instalará una segunda válvula solenoide en cada válvula de alivio/seguridad alimentada desde la otra división eléctrica. La modificación de diseño se ha ejecutado en la parada para recarga de 2009.

-Análisis en el cual se consideren las lógicas de protección de la turbobomba del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI) y las lógicas de transferencia de la succión del mismo, con objeto de mejorar la fiabilidad de dichas lógicas.

El titular ha analizado la lógica de disparo de la turbobomba del Sistema HPCI por señal de baja presión en la aspiración de la misma, la lógica de disparo de la turbobomba del Sistema HPCI por señal de alta presión en el escape de la misma, la lógica de transferencia automática de la succión del Sistema HPCI desde el Tanque de Almacenamiento de Condensado (CST) al Toro por señal de bajo nivel en el CST y por señal de alto nivel en el Toro. La lógica de disparo de la turbobomba del Sistema HPCI por señal de baja presión en la aspiración de la misma es una lógica 1 de 1, por lo que un fallo en el presostato podría producir el disparo indebido de la turbobomba. La lógica de disparo de la turbobomba del Sistema HPCI por señal de alta presión en el escape de la misma es una lógica 1 de 2, por lo que un fallo en uno de los presostatos podría producir el disparo indebido de la turbobomba. La lógica de transferencia automática de la succión del Sistema HPCI desde el Tanque de Almacenamiento de Condensado (CST) al Toro por señal de bajo nivel en el CST es una lógica 2 de 2, por lo que el fallo de uno de los interruptores de nivel podría producir el fallo de la transferencia automática. La lógica de transferencia automática de la succión del Sistema HPCI por señal de alto nivel en el Toro es una lógica 1 de 2, por lo que el fallo de uno de los interruptores de nivel podría provocar la transferencia automática sin tener señal real de alto nivel en el Toro.

El titular ha programado una modificación de diseño mediante la cual la lógica de disparo de la turbobomba del Sistema HPCI por señal de baja presión en la aspiración de la misma será una lógica 2 de 2, la lógica de disparo de la turbobomba del Sistema HPCI por señal de alta presión en el escape de la misma será una lógica 1 de 2, dos veces, la lógica de transferencia automática de la succión del Sistema HPCI desde el Tanque de Almacenamiento de Condensado (CST) al Toro por señal de bajo nivel en el CST será una lógica 2 de 3 y por señal de alto nivel en el Toro será una lógica 2 de 3. La modificación de diseño se ha ejecutado en la parada para recarga de 2009.

B.-Sección 4.7 de la norma IEEE 279-1971-Interacción entre Sistemas de control y protección-

-Análisis comparativo entre el diseño de la Central y la información contenida en el NUREG/CR-5112 en lo referente a la Generic Letter 89-11 “Resolución del tema genérico 101 – BWR redundancia de nivel-” , así como, análisis de la adecuación de los procedimientos y el entrenamiento de los operadores para garantizar que una fuga o una rotura de una línea sensora son fácilmente detectables y mitigables.

El titular ha realizado un análisis comparativo entre el diseño de la Central y la información contenida en el NUREG/CR-5112 en lo referente a la Generic Letter 89-11 “Resolución del tema genérico 101 – BWR redundancia de nivel-”. La primera conclusión del análisis comparativo consiste en que la Central

corresponde al Grupo 2 del NUREG/CR-5112 (reactores BWR-3 con Condensador de Aislamiento). Respecto del caso del Grupo 2 analizado en el NUREG/CR-5112, la Central presenta una ventaja y una desventaja. La ventaja consiste en que las columnas de referencia disponen, en la proximidad de la conexión al pote de condensado, de un orificio restrictor de $\frac{1}{4}$ de pulgada, por lo que la pérdida de inventario a través de la rotura podría ser compensada sin pérdida real de nivel en la vasija. La desventaja consiste en que la lógica de disparo del Sistema HPCI por alto nivel en la vasija es 1 de 2, dos veces, y ante la rotura postulada se produce el disparo del Sistema HPCI por la señal falsa de alto nivel en la vasija.

El titular ha analizado la rotura de la columna de referencia fuera de la Contención y dentro de la Contención. El titular concluye que en ninguno de los dos casos se ven comprometidas, ni la función de seguridad de mantenimiento de la subcriticidad, ni la función de seguridad de extracción del calor residual. En cuanto a la función de seguridad de control del inventario, en el caso de la rotura de la columna de referencia fuera de la Contención, la Central tiene la ventaja del orificio restrictor de $\frac{1}{4}$ de pulgada en la proximidad de la conexión al pote de condensado y la pérdida de inventario a través de la rotura puede ser compensada sin pérdida real de nivel en la vasija. En el caso de la rotura de la columna de referencia dentro de la Contención, la pérdida de inventario a través de la rotura no puede ser compensada sin pérdida real de nivel en la vasija y el personal de operación tendría que actuar manualmente la despresurización de emergencia, para lo cual se le impartirá formación específica.

C.-Sección 4.10 de la norma IEEE 279-1971-Capacidad para pruebas y calibración-

-Análisis detallado y concluyente sobre el cumplimiento con la R.G. 1.22 “Prueba Periódica del Sistema de Protección del Reactor”, Revisión 0, así como, análisis detallado y concluyente de la capacidad para ser probados de todos los dispositivos de actuación del sistema de protección del reactor, del sistema de iniciación de las salvaguardias tecnológicas y de los grupos de aislamiento.

El titular ha realizado un análisis sobre el cumplimiento con la R.G. 1.22 “Prueba Periódica del Sistema de Protección del Reactor”, Revisión 0, por parte de los sistemas siguientes:

- Sistema de Protección del Reactor (RPS)
- Sistema de Rociado del Núcleo (CS)
- Sistema de Inyección de Refrigerante a Baja Presión (LPCI)
- Sistema de Inyección de Refrigerante a Alta Presión (HPCI)
- Sistema de Aislamiento de Contención (Grupos de Aislamiento)
- Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases (SBGTS)
- Sistema de Habitabilidad de Sala de Control (HSC)
- Sistema de Alivio Automático de Presión (ADS)
- Lógicas de Baja Tensión en Barras de 4,16 KV y de arranque de los Generadores Diesel
- Condensador de Aislamiento (IC)
- Sistema de Inserción Alternativa de Barras de Control y Disparo de las Bombas de Recirculación (ARI/RPT)

-Transferencias Eléctricas

Como resultado del análisis realizado, el titular ha concluido que la R.G. 1.22 “Prueba Periódica del Sistema de Protección del Reactor”, Revisión 0 se cumple y son probados todos los dispositivos de actuación del sistema de protección del reactor, del sistema de iniciación de las salvaguardias tecnológicas y de los grupos de aislamiento.

D.-Sección 4.16 de la norma IEEE 279-1971-Finalización de la acción de protección una vez iniciada-

-Análisis de la justificación existente para un diseño en el cual no existe sellado de la señal de iniciación del Sistema de Inyección a Baja Presión (LPCI) en los circuitos de arranque de las bombas principales del Sistema LPCI y de las bombas del Sistema de Agua de Servicios del LPCI, así como, análisis de las posibilidades existentes de mejorar dicho diseño para ajustarlo a la norma IEEE 279-1971.

El titular ha analizado el diseño actual de las lógicas de iniciación de los sistemas LPCI y CS, que no tienen elementos de sellado que garanticen que la función de protección asignada al sistema en cuestión se mantiene incluso después de desaparecer las causas que la iniciaron y, aunque los equipos actuados (bombas, válvulas motorizadas, etc...) tienen una naturaleza esencialmente biestable que hace que dichos equipos permanezcan en su posición de seguridad aún cuando la función de protección de las lógicas se desactive, el titular ha decidido hacer modificaciones en la lógica de iniciación de los sistemas LPCI y CS de forma que se cumpla también el requisito de la Sección 4.6 de la IEEE-279-1971 a nivel de los circuitos lógicos de dichos sistemas.

El titular ha programado una modificación de diseño mediante la cual se dotará de sellado a las lógicas de iniciación de cada uno de los lazos de los sistemas LPCI y CS y se instalarán manetas de reposición de las citadas lógicas de iniciación. La modificación de diseño se ha ejecutado en la parada para recarga de 2009.

E.-Sección 4.17 de la norma IEEE 279-1971-Iniciación manual-

-Análisis de las posibilidades existentes de mejorar el diseño de los grupos de aislamiento para ajustarlos a la norma IEEE 279-1971 mediante la adopción de una solución más global que la propuesta para la iniciación manual de los mismos.

El titular ha analizado el diseño actual de la iniciación de los grupos de aislamiento, según el cual las válvulas pertenecientes a los diferentes grupos de aislamiento de la Contención pueden ser cerradas, bien manualmente mediante conmutadores dispuestos en los paneles principales de la Sala de Control, bien abriendo manualmente los interruptores de alimentación de sus lógicas y ha decidido hacer modificaciones en el diseño para incorporar dispositivos que al ser actuados provoquen el aislamiento de todo el grupo. La modificación de diseño se ha ejecutado en la parada para recarga de 2009.

El titular ha analizado, asimismo, el diseño actual de la iniciación de los sistemas LPCI y CS, según el cual pueden ser arrancados manualmente siguiendo los procedimientos de operación mediante la ejecución de un reducido número de maniobras, y ha decidido hacer modificaciones en el diseño para incorporar dispositivos que al ser actuados provoquen el arranque del sistema completo. La modificación de diseño se ha ejecutado en la parada para recarga de 2009.

-Inclusión en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS) de las pruebas de la iniciación manual de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y de los grupos de aislamiento.

El titular ha presentado una solicitud de aprobación oficial para una propuesta de revisión de las ETFMS que incluye las pruebas de la iniciación manual de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y de los grupos de aislamiento, la cual ha sido informada favorablemente por el CSN y aprobada oficialmente por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

Criterio General de Diseño 41 “Purificación de la Atmósfera del Recinto de Contención”, 42”Inspección de los Sistemas de Purificación de la Atmósfera del Recinto de Contención” y 43 “Prueba de los Sistemas de Purificación de la Atmósfera del Recinto de Contención”.

-Análisis detallado del cumplimiento con estos CGD por parte del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), en el cual se verifique la consistencia entre el diseño y la lógica de actuación de dicho sistema con las hipótesis consideradas en los análisis de consecuencias radiológicas contenidos en el Capítulo 15 del Estudio de Seguridad, así como, un análisis detallado del cumplimiento del SBGTS con los requisitos establecidos en la RG 1.52 “Criterios para Diseño, Inspección y Prueba de Unidades de Filtración de Aire para Limpieza de la Atmósfera de los Sistemas de Salvaguardias Tecnológicas en Centrales Nucleares de Agua Ligera”, Rev. 3, en el cual se aporte una justificación o propuesta de modificación para aquellos requisitos que dicho análisis identifique que no se cumplen.

El titular ha analizado la consistencia entre el diseño y la lógica de actuación del SBGTS y las hipótesis consideradas en los análisis de consecuencias radiológicas contenidos en el Capítulo 15 del Estudio de Seguridad, así como, el cumplimiento de dicho sistema con los requisitos establecidos en la RG 1.52 “Criterios para Diseño, Inspección y Prueba de Unidades de Filtración de Aire para Limpieza de la Atmósfera de los Sistemas de Salvaguardias Tecnológicas en Centrales Nucleares de Agua Ligera”, Rev. 3. El resultado de dicho análisis se expone seguidamente.

En el Capítulo 15 del Estudio de Seguridad se da crédito al SBGTS en el análisis de las consecuencias radiológicas del accidente de pérdida de refrigerante en la Contención Primaria (LOCA) y en el análisis de las consecuencias radiológicas del accidente de caída de elemento combustible en la vasija o en la piscina de almacenamiento de combustible irradiado. Dicho sistema cumple con todos los requisitos reglamentarios establecidos por el CSN hasta el momento, pero su cumplimiento con la RG 1.52 “Criterios para Diseño, Inspección y Prueba de Unidades de Filtración de Aire para Limpieza de la Atmósfera de los Sistemas de Salvaguardias Tecnológicas en Centrales Nucleares de Agua Ligera”, Rev. 3 no había sido requerido hasta ahora.

Como alternativa a la propuesta de mejoras puntuales del SBGTS actual, el titular ha decidido instalar un SBGTS nuevo que cumpla con todos los requisitos establecidos por el CSN en la normativa de aplicación condicionada. La modificación de diseño se ejecutará en la parada para recarga de 2011.

Criterio General de Diseño 53 “Provisiones para Prueba e Inspección de la Contención”, 54 “Sistemas de Tuberías que Penetran en la Contención”, 55 “Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor que Penetra la Contención”, 56”Aislamiento de la Contención Primaria” y 57 “Válvulas de Aislamiento de Sistemas Cerrados”.

-Análisis detallado, penetración por penetración, del cumplimiento con los CGD aplicables, con las normas ANSI-56.2 y ANSI-56.8 y con los requisitos del Apéndice J del 10 CFR 50 opción B, debiendo incluir dicho análisis una tabla en la que se indique el tipo de válvula, el modo de fallo de la válvula, el método de prueba y la frecuencia con que se realiza y en los

casos de no cumplimiento, la identificación de si es el diseño la causa origen del mismo e inclusión, o bien de una justificación para el no cumplimiento con dicha normativa, o bien de una propuesta de acciones para su cumplimiento.

El titular ha analizado el cumplimiento por parte del diseño actual con las normas ANSI-56.2 y ANSI-56.8 y con los requisitos del Apéndice J del 10 CFR 50 opción B.

En lo que se refiere al cumplimiento con la norma ANSI-56.2 el titular ha identificado una serie de penetraciones en las cuales es necesario verificar el cumplimiento con la citada norma y tres penetraciones en las cuales la mencionada norma no se cumple. Las penetraciones pendientes de verificación son las siguientes: Sistema ACS (PNT X-26 y PNT X-25); Sistema LPCI (PNT X-210A, PNT X-210B y PNT X-255B); Sistema PASS (PNT X-40B, PNT X-40D, PNT X-27B, PNT X-223A y PNT X-223B y PNT X-209B); Sistema RW (PNT X-18 y PNT X-19) y Sistema SS (PNT X-27C, PNT X-27D, PNT X-27E, PNT X-205 y PNT-223). Las tres penetraciones en las cuales la mencionada norma no se cumple son las siguientes: Sistema LPCI (PNT X-225A) y Sistema CS (PNT X-210A y PNT X-210B).

En lo que se refiere al cumplimiento con la norma ANSI-56.8 y con los requisitos del Apéndice J del 10 CFR 50 opción B, el titular ha identificado la necesidad de incluir en las pruebas de fugas una serie de válvulas y una supuesta discrepancia entre la Prueba de Vigilancia PV-O-416 “Prueba de Fugas Locales de la Contención Primaria”, rev.101 y la norma ANSI-56.8. Las válvulas que es necesario incluir en las pruebas de fugas locales son las siguientes: Sistema ACS (válvula V-1601-1A de la penetración PNT X-25); Sistema HPCI (válvulas de aislamiento de la penetración PNT X-218); Sistema HVAC-DW (válvula V-8-423 de la penetración PNT X-24) y Sistema SHC (válvula RV-1001-6 de la penetración PNT X-12). La supuesta discrepancia entre la Prueba de Vigilancia PV-O-416 “Prueba de Fugas Locales de la Contención Primaria”, rev.101 y la norma ANSI-56.8 consiste en que la citada prueba de vigilancia permite fijar las frecuencias de las pruebas tipo C desde 30 meses hasta 5 años, en base a su comportamiento histórico y funcional, y la norma ANSI-56.8 requiere que las pruebas de fugas locales tipo C sean realizadas a intervalos no mayores de 30 meses.

El titular ha decidido modificar el diseño de la penetración PNT-225A y modificar la Prueba de Vigilancia PV-O-416, para incluir la prueba de las válvulas anteriormente citadas y para corregir la supuesta discrepancia existente con la norma ANSI-56.8. La modificación de diseño estaba previsto ejecutarla en la parada para recarga de 2009 (no se ha ejecutado por no considerarla adecuada la evaluación del CSN). La modificación de la Prueba de Vigilancia PV-O-416 ha sido realizada durante 2008.

RG 1.32 “Criterios para Sistemas de Potencia en Centrales Nucleares”, Revisión 2, 1977 y Revisión 3, 2004.

-Análisis del cumplimiento, tanto con los requisitos de la norma IEEE 308-2001 relativos a la identificación de los componentes y documentos, como con los aspectos relativos al contenido de las bases de diseño (punto 4.4) y con los aspectos relativos a la documentación que debe mantenerse dentro de la configuración del proyecto (punto 8.1).

El titular ha analizado el cumplimiento de los sistemas eléctricos Clase 1E de la Central con los puntos 4.4 y 8.1 de la norma IEEE 308-2001 y ha concluido que dichos sistemas cumplen con la citada norma y no se requieren acciones al respecto.

RG 1.75 “Independencia Física de Sistemas Eléctricos”, Revisión 2, 1978 y Revisión 3 de 2005.

-Análisis del cumplimiento por parte de la Central con la norma IEEE-384-1992, orientado hacia la clasificación de las estructuras (canalizaciones, penetraciones eléctricas, conduits, etc.) y cables de la Central ajustada a la IEEE-384-1992 siguiente:

-Estructuras que contienen equipos y circuitos 1E y asociados pertenecientes a la División A

-Estructuras que contienen equipos y circuitos 1E y asociados pertenecientes a la División B

-Estructuras que sólo contienen equipos y circuitos No 1E

Dicho análisis debe consistir en un estudio espacial o genérico, complementado por estudios específicos, y debe apoyarse en la base de datos de cables, la cual permite estudiar la independencia de las estructuras y circuitos de sistemas de seguridad siguiendo el esquema de la IEEE-384-1992.

El estudio espacial o genérico debe ampliar la propuesta del titular mediante el establecimiento de criterios de separación física entre estructuras de División A, División B y aquellas que no contienen equipos y circuitos de División A o B (conforme al Apartado 6 de la IEEE-384-1992), así como, el establecimiento de criterios de separación de cables dentro de las estructuras y el establecimiento de criterios de aislamiento eléctrico y la realización de una clasificación de zonas en función de los riesgos inherentes a las mismas. Las discrepancias que se encuentren en dicho estudio espacial o genérico, y que no se puedan resolver mediante la aplicación de la norma, serán objeto de un estudio específico en el cual se analicen las medidas alternativas posibles (evitación de riesgos inherentes a la zona, adopción de medidas equivalentes a las establecidas en la norma, análisis de potenciales consecuencias derivadas del fallo en modo común de los circuitos no independizados).

El titular ha analizado el estado de la Central con respecto a los requisitos establecidos por la RG 1.75, la cual endorsa la norma IEEE-384-1992, relativos a la independencia de equipos y circuitos Clase 1E. La norma IEEE-384-1992 establece que los métodos para garantizar la independencia entre los circuitos eléctricos que la requieran son la separación física y el aislamiento eléctrico. El titular ha analizado la separación física basándose en un análisis específico consistente en un estudio espacial en el cual se han incluido todos los sistemas de la Central con función de seguridad. El estudio espacial consta de una clasificación de la Central en zonas, una determinación de distancias entre circuitos, una identificación de los cables potencialmente generadores de fuego y una determinación de distancias entre penetraciones eléctricas a la Contención. Además del estudio espacial el titular ha realizado otros análisis y estudios, tales como, el análisis de separación entre los Generadores Diesel, las divisiones de corriente alterna y las divisiones de corriente continua.

Como conclusión del análisis, el titular ha propuesto desarrollar nuevos trazados de canalizaciones eléctricas que se ajustaran a los principios siguientes:

-Asegurar la separación física entre los cables de potencia 1E de las divisiones eléctricas A y B

-Asegurar la separación física entre los cables de instrumentación y control 1E de la división eléctrica A y los de la división eléctrica B y los NO-1E

- Mantener el recorrido actual de los cables de instrumentación y control 1E de la división eléctrica B compartiendo canalizaciones total o parcialmente con cables NO-1E
- Sustituir los cables de potencia NO-1E cuyo aislamiento es de PVC
- Analizar la situación física de los equipos y su cableado interno dentro de los paneles de la Sala de Control verificando el cumplimiento con las distancias mínimas requeridas por la normativa o añadiendo elementos de separación física en caso contrario

La ejecución de las modificaciones descritas supone un gran impacto en la Central y el titular ha planificado su realización desde 2009 a 2013 con objeto de poder llevar a cabo los trabajos de tendidos de cables y las pruebas funcionales durante las paradas para de recarga de combustible correspondientes.

RG 1.118 “Pruebas Periódicas de Sistemas de Protección y Potencia Eléctrica”, Revisión 3, 1995.

-Análisis de que se cumple en todos los casos con la Generic Letter 96-01 “Prueba de Circuitos Lógicos Relacionados con la Seguridad” por parte de las nuevas lógicas introducidas, las lógicas modificadas y los procedimientos de prueba modificados desde Enero de 1999.

El titular ha realizado un análisis completo de todas las lógicas y procedimientos de prueba, aunque en 1998 ya había realizado un análisis de cumplimiento con la Generic Letter 96-01 “Prueba de Circuitos Lógicos Relacionados con la Seguridad”. Como resultado del análisis el titular ha encontrado que, en algunas lógicas, se comprueba que la lógica es capaz de realizar la función de seguridad, pero queda sin probar uno de los caminos posibles para la activación de la lógica o para el sellado de la misma una vez iniciada y que, en otras lógicas, en la acción de reposición de la lógica queda sin verificar el estado final de algunos contactos, aunque no se ve afectada la función de seguridad.

El titular ha decidido modificar los procedimientos de prueba de las lógicas afectados durante 2008 e incorporar, adicionalmente, lo requerido en la Generic Letter 96-01 en el procedimiento PADO-20 “Preparación, revisión, aprobación y anulación de procedimientos de la Sección de Operación”, en el procedimiento PI-4-11 “Diseño de detalle de modificaciones de diseño” y en el procedimiento PADO-22 “Análisis operativo de modificaciones de diseño”.

RG 1.153 “Criterios para Sistemas de Seguridad”, Revisión 0, 1985 y Revisión 1, 1996

-Corrección por parte del titular de los aspectos que requieren su actuación. Dichos aspectos se refieren a lo siguiente: falta de completitud de la documentación de la instrumentación y control del Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control; falta de completitud de las pruebas de vigilancia de la dicha instrumentación, que conlleva la existencia de fallos no detectables como consecuencia de que no todos los equipos están cubiertos por las pruebas; falta de separación física y eléctrica entre componentes cualificados como Clase 1E y componentes no cualificados como Clase 1E.

-Análisis del cumplimiento con la RG 1.153, Rev.1 del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), del Sistema de Aislamiento de la Contención Secundaria y de los

aislamientos de la Contención Primaria no contemplados en los grupos de aislamiento actuales.

El titular ha realizado el análisis correspondiente al Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control (HSC), al Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), al Sistema de Aislamiento de la Contención Secundaria y a otros Grupos de Aislamiento.

En lo que se refiere al análisis correspondiente al Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control (HSC), el titular ha encontrado algunas discrepancias documentales, algunas faltas de completitud en los procedimientos de las pruebas de vigilancia y algunas discrepancias técnicas y ha propuesto llevar a cabo acciones para todas ellas durante el presente ciclo de operación.

En lo que se refiere al análisis correspondiente al Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), el titular ha encontrado discrepancias dado que dicho sistema no fue diseñado de acuerdo con la RG 1.153, Rev.1. Como alternativa a la propuesta de mejoras puntuales del SBGTS actual, el titular ha decidido instalar un SBGTS nuevo que cumpla con todos los requisitos establecidos por el CSN en la normativa de aplicación condicionada. La modificación de diseño se ejecutará en la parada para recarga de 2011.

En lo que se refiere al análisis correspondiente al Sistema de Aislamiento de la Contención Secundaria, el titular ha encontrado algunas discrepancias documentales, algunas faltas de completitud en los procedimientos de las pruebas de vigilancia y algunas discrepancias técnicas y ha propuesto llevar a cabo acciones para todas ellas durante el presente ciclo de operación.

En lo que se refiere al análisis correspondiente a otros Grupos de Aislamiento, el único aislamiento de la Contención Primaria no contemplado en los Grupos de Aislamiento es el relativo al Sistema de Ventilación del Pozo Seco (HVAC-DW). El titular ha decidido modificar dicho sistema y constituir un nuevo Grupo de Aislamiento que seguirá los mismos criterios de diseño que el resto de Grupos de Aislamiento. La modificación de diseño se ha ejecutado en la parada para recarga de 2009.

RG 1.189 “Protección Contra Incendios para Centrales Nucleares en Operación”, Revisión 0, 2001.

-El titular deberá llevar a cabo los análisis que se indican a continuación, además de las acciones propuestas por él mismo:

A- Apartados que requieren información adicional

-Apartados 5.5.2, 5.5.2.2 y 5.5.4.3 – Se deberá tener en cuenta dentro de los análisis de fallos en circuitos asociados producidos por un incendio, la generación de señales múltiples espurias simultáneas que puedan ser inducidas por el incendio en dichos circuitos.

El titular ha tomado como punto de partida de su análisis la definición de circuitos asociados y las protecciones recomendadas por la RG 1.189 “Protección Contra Incendios para Centrales Nucleares en Operación”, Revisión 0, 2001.

Según la citada RG 1.189, Rev. 0, circuitos asociados son aquellos que:

-Comparten una fuente de alimentación eléctrica común con los circuitos de parada segura y dicha fuente no está convenientemente protegida eléctricamente respecto del circuito asociado por fusibles o interruptores coordinados

- Conectan con circuitos de equipos cuya actuación espuria podría afectar negativamente la capacidad de parada segura

- Comparten una canalización común con los circuitos de parada segura y no están eléctricamente protegidos o permitirían la propagación del incendio dentro de la envuelta común

Según la citada RG 1.189, Rev. 0, las protecciones recomendadas son:

- Disponer de las protecciones eléctricas apropiadas y coordinadas que impidan el avance aguas arriba de las faltas eléctricas

- Prevenir las actuaciones espurias aislando eléctricamente aquellos circuitos de equipos que pudieran causar actuaciones indeseadas como consecuencia de un incendio en una zona

- Establecer medidas apropiadas para evitar la propagación de los incendios y establecer las protecciones eléctricas oportunas

El titular ha expuesto que las actuaciones acometidas con relación al cumplimiento con la RG 1.75 contribuyen en muy alto grado a reducir la probabilidad de que se produzcan fallos en circuitos asociados que puedan afectar a la parada segura y con esto contribuyen al cumplimiento con la RG 1.189, Rev.0.

Dadas las modificaciones que van a sufrir los rutados de cables actuales como consecuencia de la modificación de diseño prevista para el cumplimiento con la RG 1.75, el titular no considera justificada una actuación sobre los rutados de cables actuales orientada al cumplimiento con la RG 1.189, Rev.0 y estima más adecuada la realización de acciones conducentes a asegurar la coordinación de las protecciones eléctricas, así como, a eliminar el potencial drenaje de la vasiya por fallos espurios debidos a un incendio.

-Apartado 5.7.3 – Se deberá analizar la posibilidad de desarrollar procedimientos de reparación de componentes en aquellas áreas en las cuales se puedan perder ambos trenes de parada segura fría, como es el caso del área E 1.2, en la cual por el incendio se pierden las bombas de transferencia de gas-oil comprometiéndose los Generadores Diesel de ambas divisiones.

El titular ha realizado el análisis requerido y ha concluido que el único área en la cual se pueden perder los dos trenes de parada segura es el área del tanque exterior de gasoil de los Generadores Diesel, en la que se encuentran las bombas de transferencia de gasoil desde el tanque exterior de gasoil de los Generadores Diesel a los tanques día de los Generadores Diesel de ambas divisiones. El titular tiene previsto realizar la separación física de las bombas de transferencia de gasoil desde el tanque exterior de gasoil de los Generadores Diesel a los tanques día de los Generadores Diesel de ambas divisiones. Además, el titular tiene previsto instalar una conexión permanente en los tanques día de los Generadores Diesel de ambas divisiones que permita alimentarlos directamente desde un camión cisterna. La modificación de diseño se ejecutará antes de Julio de 2009.

-Apartados 4.1.3.4 y 4.3.5 – Se deberá realizar un análisis del cumplimiento con el requisito establecido para centrales con Permiso de Explotación anterior a Julio de 1976 relativo a la protección de los cables importantes para la seguridad que no satisfagan la prueba de la llama (IEEE-383) con una imprimación retardante al fuego o con un sistema fijo automático de extinción por agua.

La RG 1.75 requiere el cumplimiento con la norma IEEE-384, razón por la cual el titular considera que las actuaciones acometidas con relación al cumplimiento con la RG 1.75 contribuyen en muy alto grado al cumplimiento con la RG 1.189, Rev.0 y no son necesarias actuaciones adicionales.

B - Apartados en los que las diferencias encontradas corresponden a características del diseño de las estructuras y sistemas de la central

-Apartado 3.2.1 j – Se deberá analizar la posibilidad de disponer de un suministro de agua sísmico desde un sistema de agua de categoría sísmica 1 a puestos de manguera situados en áreas que contienen equipos requeridos para la parada segura de la central.

El titular ha analizado las posibilidades que tiene para disponer de un suministro de agua sísmico desde un sistema de agua de categoría sísmica 1 a puestos de manguera situados en áreas que contienen equipos requeridos para la parada segura de la Central, con el resultado siguiente:

- La Central dispone de un sistema de suministro de agua de protección contra incendios alimentado por bombas situadas en la Estructura de Toma que no son categoría sísmica 1
- Se va a instalar una nueva bomba diesel en el sistema de suministro de agua de protección contra incendios verificada sísmicamente en sustitución de la bomba diesel existente
- La Estructura de Toma y las bombas del Sistema de Agua de Servicios de Emergencia situadas en la misma son de categoría sísmica 1
- Existe la posibilidad de conectar la descarga de cualquiera de las bombas del Sistema de Agua de Servicios de Emergencia al Sistema de Agua de Servicios Normal (no emergencia) que está alineado habitualmente para alimentar al sistema de suministro de agua de protección contra incendios
- Se pueden verificar sísmicamente los tramos de tubería necesarios para cumplir con el apartado 3.2.1.j de la RG 1.189, Rev.0
- Se pueden establecer los procedimientos necesarios para la segregación manual de las partes del sistema de protección contra incendios no verificadas sísmicamente, en caso de que fuera necesario por rotura o actuación indeseada en caso de terremoto

Como conclusión del análisis realizado, el titular ha propuesto para cumplir con el apartado 3.2.1.j de la RG 1.189, Rev.0, la instalación de una nueva bomba diesel en el sistema de suministro de agua de protección contra incendios verificada sísmicamente, la verificación sísmica de los tramos de tubería necesarios y el establecimiento de los procedimientos necesarios para la segregación manual de las partes del sistema de protección contra incendios no verificadas sísmicamente, en caso de que fuera necesario por rotura o actuación indeseada en caso de terremoto. Los análisis sísmicos, las modificaciones de diseño y el establecimiento de procedimientos se realizarán antes de Julio de 2009.

-Apartado 4.1.4 – Se deberá analizar el cumplimiento de las compuertas cortafuego instaladas con los requisitos de este apartado.

El titular ha revisado la ventilación de las áreas que contiene equipos relacionados con la seguridad para identificar las compuertas que resultan necesarias como barrera de fuego y ha clasificado las acciones que se derivan de dicho análisis en los tipos siguientes:

-Acciones prioritarias – Aquellas que supondrían una mejora en cuanto a la separación de áreas de fuego que contienen equipos de divisiones de parada segura diferentes

-Acciones mejorativas – Aquellas que supondrían una mejora la separación de áreas de fuego que no contienen equipos de divisiones de parada segura diferentes

Como conclusión del análisis realizado, el titular tiene prevista la instalación (o, en su caso, sustitución) de las compuertas identificadas como acciones prioritarias antes de Julio de 2009.

-Apartados 4.2.2 y 7.2 – Se deberá analizar la posibilidad de proteger las estructuras metálicas con material resistente al fuego, en especial el Edificio de Turbina que alberga los Generadores Diesel de ambas divisiones, para evitar que por el colapso de la estructura se puedan ver afectados sistemas redundantes de parada segura post-incendio.

El titular ha analizado los casos en los cuales la estructura metálica de la barrera de fuego tiene un rango de fuego inferior a la propia barrera y ha encontrado los casos siguientes:

-Estructuras metálicas que forman parte de la estructura de edificios que contienen equipos relacionados con la seguridad

-Cubierta del Edificio de Turbina

-Cubierta del Edificio del Reactor

-Edificio de Equipos del Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control

-Estructuras metálicas que sirven de soporte a barreras de fuego que separan áreas relacionadas con la seguridad

-Soportes de barreras de fuego en áreas de barras eléctricas

-Soportes de barreras de fuego de separación de la bomba D del Sistema de Agua de Servicios de Emergencia en la Estructura de Toma

-Soportes de barreras de fuego entre salas de equipos del Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control

-Soportes de barreras de fuego entre la Sala de Cables y la sala de paneles de telemedida y las salas de las UPS

-Soportes de barreras de fuego en áreas de los Grupos M-G de recirculación en el Edificio del Reactor

Seguidamente, el titular ha analizado la capacidad de las estructuras metálicas anteriormente mencionadas para cumplir su función, con el resultado siguiente:

-La capacidad de las estructuras metálicas que sirven de soporte a barreras de fuego que separan áreas relacionadas con la seguridad no se cuestiona por ser de tipos cualificados en laboratorio

-La Cubierta del Edificio de Turbina no precisa protección

-La Cubierta del Edificio del Reactor no precisa protección

-El Edificio de Equipos del Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control no precisa protección

C - Apartados en los que se necesita un análisis más detallado para identificar posibles acciones de mejora

-Apartado 4.1.3.3 – Se deberá analizar la adecuación de la extinción manual con los requisitos incluidos en este apartado relativos a la consideración de tales mangueras como extinción principal.

El titular ha realizado el análisis y ha identificado dos áreas de fuego que contienen cables de la división B en las que la extinción manual por medio de mangueras estaría limitada por dificultades de acceso. Dichas áreas son: La ruta de cables al Panel de Parada Remota y el pasillo de bandejas al Panel de Parada Remota.

Como resultado del análisis, el titular tiene previsto retirar el falso techo que limita el acceso para extinción manual en el área de la ruta de cables al Panel de Parada Remota e instalar un sistema de extinción automático y trasladar el puesto de manguera interior en el área del pasillo de bandejas al Panel de Parada Remota. La modificación de diseño se ejecutará antes de Julio de 2009.

-Apartados 6.2.2 y 6.2.3 – Se deberá analizar la posibilidad de instalar medios de detección de incendios con señalización local y en la Sala de Control en el área de la piscina de combustible irradiado. Se deberá analizar, asimismo, la posibilidad de instalar detección de incendios en las áreas de almacenamiento de residuos y descontaminación.

El titular ha analizado la posibilidad de instalar medios de detección de incendios con señalización local y en la Sala de Control en el área de la piscina de combustible irradiado y ha concluido que no existe posibilidad de incendio en la propia piscina de combustible irradiado y que no existen, ni equipos activos ni cables de parada segura en su entorno, razón por la cual, no estima necesarias acciones de mejora.

El titular ha analizado, asimismo, la posibilidad de instalar detección de incendios en las áreas de almacenamiento de residuos y descontaminación y ha concluido que en general la carga térmica es muy baja, si bien va a realizar las mejoras siguientes:

-Edificio de desechos – Instalación de detección de incendios, con señalización local y en la Sala de Control, en las áreas de fuego D 2.4, D 3.1 y D 4.1

-Tanques de trasiego de zona de equipos – Instalación de detección de incendios, con señalización local y en la Sala de Control, en el área de fuego E 1.17

-Barracones de almacenamiento de material reutilizable – Instalación de detección de incendios, con señalización local y en la Sala de Control, en el área de fuego E 1.41

-Taller de descontaminación – Instalación de detección de incendios, con señalización local y en la Sala de Control, en el área de fuego E 2.6

-Planta de recarga del reactor – Instalación de detección de incendios, con señalización local y en la Sala de Control, en el área de fuego R 6.1

La modificación de diseño se ejecutará antes de Julio de 2009.

2.4.-Descripción del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

2.4.1.-Descripción del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento

El titular presentó en Julio de 2006 en apoyo de su solicitud un Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento (PIEGE) y en Julio de 2008 ha presentado una actualización del mismo. Durante el transcurso de la evaluación el titular ha presentado en Febrero de 2009 y en Abril de 2009 sendas actualizaciones del PIEGE llevadas a cabo para incorporar las conclusiones de dicha evaluación.

El PIEGE ha sido elaborado según los criterios establecidos por el CSN en el documento “Condiciones para la Operación a Largo Plazo”, aprobado en su reunión de 7 de Septiembre de 2005, el cual es consistente con el 10 CFR 54 “License Renewal Rule”, con la Regulatory Guide 1.188 “Standard Format and Content for Applications to Renew Nuclear Power Plant Operating Licenses” y con los NUREG 1800 “Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants” y 1801 “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report” de la USNRC.

El PIEGE tiene como objetivo demostrar que los efectos del envejecimiento están adecuadamente gestionados de forma que las funciones propias de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) de la Central serán mantenidas consistentemente con sus bases de diseño durante el periodo de operación a largo plazo y contiene lo siguiente:

- Los Estudios de Gestión del Envejecimiento (Aging Management Reviews –AMR-).
- Los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida (Time Limited Aging Analyses – TLAA-), también denominados Análisis de Envejecimiento en Función del Tiempo (AEFT).
- Una propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad (ES) en el que se incluyen los estudios y análisis que justifican la operación a largo plazo de la Central.
- Una propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS) en la que se incluyen los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo de la Central.

-Alcance y Selección del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento. Metodología y ESC incluidos

Están dentro del alcance del PIEGE aquellas ESC que cumplen uno o más de los criterios siguientes:

1.-Las ESC relacionadas con la seguridad, que son aquellas que han de permanecer funcionales durante y después de un suceso base de diseño – 10 CFR 50.49 (b) (1) - para asegurar las funciones siguientes:

- La integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor
- La capacidad de parar el reactor y mantenerlo en condiciones de parada segura
- La capacidad de prevenir o mitigar las consecuencias de accidentes que podrían suponer emisiones de radiactividad al exterior comparables a las valoradas según las directrices del 10 CFR 50.34 (a) (1), el 10 CFR 50.67 (b) (2) y el 10 CFR 100.11.

2.-Las ESC no relacionadas con la seguridad cuyo fallo puede dar lugar al incumplimiento de cualquiera de las funciones identificadas en el punto anterior.

3.-Las ESC que de acuerdo a los análisis de seguridad o evaluaciones de la Central deben realizar funciones que demuestren el cumplimiento con las regulaciones de protección contra incendios (10 CFR 50.48), calificación ambiental (10 CFR 50.49), choque térmico presurizado (10 CFR 50.61), transitorios previstos sin disparo del reactor-ATWS- (10 CFR 50.62) y pérdida total de las alimentaciones eléctricas de corriente alterna -“station blackout- (10 CFR 50.63).

Las ESC que cumplen el criterio 1 están identificadas en el Estudio de Seguridad (ES) y en los Documentos Base de Diseño (DBD).

Las ESC que cumplen el criterio 2 no están en todos los casos identificadas en el Estudio de Seguridad (ES) y en los Documentos Base de Diseño (DBD) y para determinarlas ha sido necesario analizar la experiencia operativa de la Central en particular y de la industria nuclear en general, así como, realizar recorridos por la Central para identificar relaciones espaciales de proximidad entre ESC relacionadas con la seguridad y otras ESC. Las ESC que cumplen el criterio 2 se encuentran en una o en varias de las situaciones siguientes:

- ESC no relacionadas con la seguridad cuyo fallo puede ocasionar el fallo de ESC relacionadas con la seguridad o que son necesarias para proteger a ESC relacionadas con la seguridad frente a determinados sucesos, tales como, proyectiles, explosiones, inundaciones, rotura de líneas de alta energía, sismos, etc.

- ESC no relacionadas con la seguridad conectadas físicamente a ESC relacionadas con la seguridad.

- ESC no relacionadas con la seguridad que no están conectadas físicamente a ESC relacionadas con la seguridad pero que tienen una relación espacial con ellas de manera que su fallo puede impedir el cumplimiento de funciones relacionadas con la seguridad.

Las ESC que cumplen el criterio 3 están identificadas en el Estudio de Seguridad (ES) y en los Documentos Base de Diseño (DBD), así como, en los documentos específicos que contienen los análisis del cumplimiento con las mencionadas regulaciones. La regulación sobre el choque térmico presurizado (10 CFR 50.61) no es aplicable a las centrales BWR.

De entre las ESC comprendidas dentro del alcance del PIEGE deben someterse a revisión aquellas que cumplen los dos criterios siguientes:

- 1.-Desempeñan su función sin partes móviles o sin cambio en su configuración o propiedades.
- 2.-No están sometidas a sustitución basada en una vida calificada o en un periodo de tiempo específico.

Las ESC incluidas en el alcance del PIEGE son los siguientes:

A-Sistemas de refrigeración del reactor.

- Sistemas que refrigeran el reactor.

- Sistemas que tienen partes que constituyen la barrera de presión del refrigerante del reactor.

B.-Sistemas de salvaguardias tecnológicas.

-Sistemas que son salvaguardias tecnológicas.

-Sistemas que tienen partes que son esenciales para mantener la integridad de la contención primaria.

C.-Sistemas auxiliares.

D.-Sistemas de vapor y conversión a potencia.

E.-Estructuras.

F.-Sistemas eléctricos y de instrumentación y control.

-Estudios de Gestión del Envejecimiento

El titular ha estudiado la gestión del envejecimiento de las ESC incluidas en el PIEGE para analizar si los efectos del envejecimiento están adecuadamente controlados de forma que sus funciones se mantengan consistentes con las bases de licencia actuales durante el periodo de operación a largo plazo.

La sistemática seguida por el titular para estudiar la gestión del envejecimiento de las ESC ha sido la siguiente:

-Se han identificado los materiales constructivos de cada ESC.

-Se han identificado los ambientes a los cuales está expuesta cada ESC.

-Se han determinado para cada ESC los efectos de envejecimiento que requieren la gestión de su potencial desarrollo.

-Se han determinado para cada ESC los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida que deben ser revisados.

-Se han determinado para cada ESC los programas que están acreditados para la gestión de los efectos del envejecimiento.

-Se ha valorado para cada ESC si sus programas para la gestión de los efectos del envejecimiento son adecuados para controlar que sus funciones se mantienen consistentes con las bases de licencia actuales durante el periodo de operación a largo plazo (aplicando el NUREG-1801) y se han identificado, en su caso, las acciones de mejora.

Las conclusiones de la valoración realizada para cada ESC acerca de si sus programas para la gestión de los efectos del envejecimiento, incluyendo en su caso las acciones de mejora, son adecuados para controlar que sus funciones se mantienen consistentes con las bases de licencia actuales durante el periodo de operación a largo plazo y acerca de los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida que deben ser revisados han sido las siguientes:

A-Sistemas de refrigeración del reactor.

-Los efectos del envejecimiento asociados a los componentes de los sistemas de refrigeración del reactor serán adecuadamente controlados.

-Han sido revisados los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida siguientes:

-Fragilización neutrónica de la vasija del reactor e internos.

-Fatiga de metales.

B.-Sistemas de salvaguardias tecnológicas.

-Los efectos del envejecimiento asociados a los componentes de los sistemas de salvaguardias tecnológicas serán adecuadamente controlados.

-Han sido revisados los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida siguientes:

-Fatiga de las tuberías y los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor según B31.1, ASME sección III clase 2 y 3 o ASME sección VII clase B y C.

-Fatiga del condensador de aislamiento.

-Efectos del ambiente del refrigerante del reactor en la vida a fatiga de los componentes y tuberías.

C.-Sistemas auxiliares.

-Los efectos del envejecimiento asociados a los componentes de los sistemas auxiliares serán adecuadamente controlados.

-Han sido revisados los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida siguientes:

-Fatiga de las tuberías y los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor según B31.1, ASME sección III clase 2 y 3 o ASME sección VII clase B y C.

-Efectos del ambiente del refrigerante del reactor en la vida a fatiga de los componentes y tuberías.

D.-Sistemas de vapor y conversión a potencia.

-Los efectos del envejecimiento asociados a los componentes de los sistemas de vapor y conversión a potencia serán adecuadamente controlados.

-Han sido revisados los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida siguientes:

-Fatiga de las tuberías y los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor según B31.1, ASME sección III clase 2 y 3 o ASME sección VII clase B y C.

E.-Estructuras.

-Los efectos del envejecimiento asociados a las estructuras serán adecuadamente controlados.

-Han sido revisados los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida siguientes:

-Fatiga de la contención primaria.

-Ciclos de carga de la grúa del edificio del reactor.

-Degradación de la junta de expansión de poliuretano del pozo seco debida a la radiación.

F.-Sistemas eléctricos y de instrumentación y control.

-Los efectos del envejecimiento asociados a los sistemas eléctricos y de instrumentación y control serán adecuadamente controlados.

-Han sido revisados los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida siguientes:

-Calificación ambiental de equipo eléctrico.

-Procesos de dedicación.

-Revisión de los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida

El titular ha considerado que un análisis, cálculo o evaluación de la Central es un Análisis Realizado con Hipótesis de Vida de Diseño Definida si cumple todos y cada uno de los siguientes criterios:

1.-Afecta a ESC incluidas dentro del alcance del PIEGE.

2.-Considera los efectos del envejecimiento.

3.-Su desarrollo ha implicado consideraciones de tiempo limitado definidas por el periodo de operación actual (40 años).

4.-Fue determinado como relevante para el licenciatario en una evaluación de seguridad.

5.-Da como resultado conclusiones, o proporciona las bases para conclusiones que están relacionadas con la capacidad de ESC para realizar sus funciones.

6.-Está contenido directamente o incorporado como referencia en las bases de licencia actuales.

El titular ha identificado 28 Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida que tenían que ser revisados. Como resultado de la revisión podían darse las situaciones siguientes:

1.-Validación del Análisis Realizado con Hipótesis de Vida de Diseño Definida para el nuevo periodo de operación.

2.-Prolongación del Análisis Realizado con Hipótesis de Vida de Diseño Definida para el nuevo periodo de operación.

3.-Resolución del Análisis Realizado con Hipótesis de Vida de Diseño Definida por medio de la gestión del envejecimiento durante el nuevo periodo de operación.

Los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida que han sido revisados y el resultado de su revisión han sido los siguientes:

-Fragilización neutrónica de la vasija del reactor e internos.

-Reducción del escalón superior de energía de rotura (USE) debido a la fragilización neutrónica de los materiales de la vasija del reactor.

El análisis ha sido prolongado para en nuevo periodo de operación.

-Temperatura de transición ajustada (ART) para los materiales de la vasija del reactor debido a la fragilización neutrónica.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis del choque térmico en la vasija del reactor por inyección de refrigerante a baja temperatura.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis del choque térmico en la envoltura del núcleo y en los tirantes por inyección de refrigerante a baja temperatura.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de los límites térmicos de operación de la vasija del reactor: curvas P-T.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Fatiga de metales.

-Análisis de fatiga de la vasija del reactor.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las toberas de succión de recirculación.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las toberas de descarga de recirculación.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las toberas de agua de alimentación.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las toberas del sistema de rociado del núcleo.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las toberas de instrumentación de las bombas de chorro.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga térmica de bajos ciclos del soporte de la envoltura del núcleo.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga térmica de bajos ciclos de los tirantes de la envoltura del núcleo.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de la soldadura del difusor de las bombas de chorro con la placa soporte.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las tuberías del sistema de recirculación.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las tuberías y los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor según B31.1, ASME sección III clase 2 y 3 o ASME sección VIII clase B y C.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga del condensador de aislamiento.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Efectos del ambiente del refrigerante del reactor en la vida a fatiga de los componentes y tuberías.

El análisis puede ser prolongado o ser resuelto por medio de la gestión del envejecimiento durante el nuevo periodo de operación, siendo en ambos casos aceptable.

-Análisis de fatiga de los alojamientos de las penetraciones de la instrumentación nuclear.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de las bombas de recirculación.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Estudio de calificación ambiental de equipo eléctrico e instrumentación.

El análisis ha sido resuelto por medio de la gestión del envejecimiento durante en nuevo periodo de operación.

-Fatiga de la contención primaria.

-Análisis de fatiga de la cámara de supresión, los venteos y los downcomers

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de la descarga de las tuberías de las válvulas de alivio y seguridad en la cámara de supresión, de las tuberías exteriores a la cámara de supresión y de las penetraciones asociadas.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de los fuelles de la línea de venteo del pozo seco a la cámara de supresión.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Análisis de fatiga de los fuelles de las penetraciones de las líneas de proceso de la contención primaria.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Otros Análisis Realizado con Hipótesis de Vida de Diseño Definida.

-Ciclos de carga de la grúa del edificio del reactor.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Degradación de la junta de expansión de espuma de poliuretano del pozo seco debida a la radiación.

El análisis ha sido validado para el nuevo periodo de operación.

-Procesos de dedicación.

El análisis ha sido prolongado para el nuevo periodo de operación.

-Propuesta de Suplemento al Estudio de Seguridad

El titular ha presentado una propuesta de suplemento al Estudio de Seguridad, en el que se incluyen los estudios y análisis que justifican la operación a largo plazo de la Central y que contiene la información siguiente:

1.-Una descripción de los programas de gestión del envejecimiento que coinciden con los expuestos en el NUREG-1801.

2.-Una descripción de los programas de gestión del envejecimiento específicos de la Central.

3.-Una descripción de los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida que han sido revisados.

4.-Una identificación de los programas de gestión del envejecimiento sobre los cuales se van a realizar acciones de mejora.

-Propuesta de Revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas

El titular ha identificado que el cambio de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas consistirá en la actualización de las mismas con las nuevas curvas P-T de la vasija previamente a la superación del plazo durante el cual son válidas las vigentes (31.1 Años Efectivos a Plena Potencia).

2.4.2-Descripción del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo

El titular presentó en apoyo de su solicitud de renovación de la autorización de explotación, en Julio de 2006, un Estudio Analítico Radiológico y, atendiendo a las conclusiones de la evaluación preliminar llevada a cabo por el CSN de dicho documento, ha presentado en Julio de 2008 un Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo. El objetivo de este estudio es analizar la posible existencia de efectos acumulativos en el impacto radiológico sobre el entorno de la Central asociados a la operación a largo plazo de la misma.

El contenido del Estudio Analítico Radiológico era el siguiente:

-Descripción geográfica y topográfica del entorno de la Central.

-Estudio demográfico del entorno de la Central que incluye la descripción de la población actual y la estimación de la población futura.

-Estudio de las Instituciones Públicas (escuelas, hospitales, etc.) en el entorno de la Central que incluye la descripción de la situación actual y una estimación de la situación futura.

- Descripción de la climatología del entorno de la Central.
- Descripción de la hidrología del entorno de la Central.
- Descripción de la geología y de la sismología del entorno de la Central.
- Descripción de la Central.
- Descripción de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos líquidos.
- Descripción de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos gaseosos.
- Descripción de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos sólidos.
- Control de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Descripción de las producciones agrícolas en el entorno de la Central.
- Descripción del censo ganadero en el entorno de la Central.
- Descripción de la producción ganadera en el entorno de la Central.
- Descripción de la producción pesquera en el entorno de la Central.
- Descripción de los hábitos alimentarios de la población en el entorno de la Central.
- Descripción de la difusión atmosférica en el entorno de la Central.
- Descripción de la dilución en el embalse de Sobrón.
- Cálculo de la dosis a la población.

El CSN ha considerado en su evaluación preliminar que para analizar la posible existencia de efectos acumulativos en el impacto radiológico sobre el entorno de la Central asociados a la operación a largo plazo de la misma es más conveniente que el estudio distinga entre aspectos que no es previsible que cambien durante la operación a largo plazo y aspectos que si es previsible que cambien y que contenga una estimación de las dosis anuales a la población durante dicho periodo debidas a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.

El contenido del Estudio de Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo es el siguiente:

- Aspectos no afectados por cambios.
 - Descripción geográfica y topográfica del entorno de la Central.
 - Descripción de la Central.
 - Descripción de la climatología del entorno de la Central
 - Descripción de la geología y de la sismología del entorno de la Central.
 - Dilución en el embalse.

- Control de efluentes.
- Hábitos de la población.
- Aspectos afectados por cambios.
 - Demografía.
 - Instituciones públicas.
 - Usos de la tierra y el agua. Producción agropecuaria.
 - Difusión atmosférica.
 - Descargas líquidas y gaseosas.
 - Cálculo de dosis.

El titular ha concluido en el Estudio de Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo, que los valores estimados de dosis al individuo crítico debidas a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de la Central durante la operación normal son, Dosis efectiva $3,18\text{E}+00 \mu\text{Sv/a}$ y Dosis equivalente a la piel $3,20\text{E}+00 \mu\text{Sv/a}$, ambos muy inferiores a los límites reglamentarios de dosis al público que son, Dosis efectiva $1000 \mu\text{Sv/a}$ y Dosis equivalente a la piel $5000 \mu\text{Sv/a}$.

2.4.3-Descripción del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

El titular presentó en Julio de 2006 en apoyo de su solicitud de renovación de la autorización de explotación un Plan de Gestión d Residuos Radiactivos y en Julio de 2008 ha presentado una actualización del mismo.

El objetivo del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos asociado a la operación a largo plazo es la identificación de todas las corrientes de residuos radiactivos sólidos generados en la Central orientada a la agilización de su acondicionamiento y el análisis de las posibles necesidades adicionales de acondicionamiento o de almacenamiento asociadas a la operación a largo plazo de la misma.

El Plan de Gestión de Residuos Radiactivos contiene lo siguiente:

- El inventario y los flujos de generación, a fecha 31/12/07, de las distintas corrientes de residuos radiactivos de operación.
- La clasificación de las modalidades de gestión:
 - Nivel 0 – Valorización y Reciclaje Interno
 - Nivel 1 – Desclasificación, Valorización y Reciclaje Externo
 - Nivel 2 – Almacenamiento Definitivo
 - Nivel 3 – Almacenamiento Temporal
- Las modalidades de gestión implantadas en la Central para cada corriente de residuos radiactivos de operación.

- La identificación de los Documentos Descriptivos del Bulto (DDB) de la Central aceptados por la Empresa Nacional de Residuos (ENRESA).
- La identificación de los documentos de ENRESA que amparan la aceptación de diversos tipos de bultos generados en la Central para su traslado a El Cabril.
- La descripción de la generación y gestión del combustible gastado en la instalación.
- La clasificación de la Central en Zonas de Residuos:
 - Zona de Residuos Radiactivos (ZRR)
 - Zona de Residuos Convencionales (ZRC)
- El control de la clasificación de la Central en Zonas Radiológicas y de su evolución.
- El control y la gestión de los materiales residuales.
- La organización y la formación en materia de gestión de residuos radiactivos.
- Los requisitos de Garantía de Calidad asociados al Plan de Gestión de Residuos Radiactivos.
- Las fichas descriptivas de los materiales residuales. Dichas fichas contienen para cada material residual la información siguiente:
 - La identificación del material (denominación, origen, naturaleza, producción anual y volumen almacenado)
 - Las características del material (radiológicas y físico-químicas)
 - Las modalidades de gestión implantadas (indicando los documentos aplicables)
 - El acondicionamiento y el almacenamiento
 - La clasificación según su actividad y los niveles de gestión posibles
 - Las líneas de actuación futuras

3. EVALUACIÓN

La evaluación ha comprendido, tanto el estado de cumplimiento de las diferentes Condiciones e Instrucciones Complementarias establecidas al titular al concederle el Permiso de Explotación en vigor, como la valoración de los diferentes aspectos asociados a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación: Revisión Periódica de la Seguridad, cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada, Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plan y Plan de Gestión de Residuos Radiactivos.

En el Suplemento 1 a la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluye el estado de cumplimiento de las Condiciones sobre Seguridad Nuclear y Protección Radiológica y de las Instrucciones Complementarias asociadas a la concesión del Permiso de Explotación vigente. Todas ellas han sido cumplidas.

En los apartados 3.2, 3.3 y 3.4 siguientes se recapitula la valoración de los diferentes aspectos que han sido objeto de evaluación. En los Suplementos 2, 3 y 4 de la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluyen las descripciones detalladas de la documentación, así como, de las evaluaciones correspondientes.

3.1. Referencia y título de los informes de evaluación

La evaluación ha sido llevada a cabo por los diferentes especialistas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (DSN) y de la Dirección Técnica de Protección Radiológica (DPR) del CSN. Se han emitido un total de 81 informes de evaluación, 9 actas de reunión y 3 actas de inspección y en los Suplementos 2, 3 y 4 de la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluyen las referencias de los mismos.

3.2. Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad

Los criterios de aceptación aplicados en la evaluación han sido los contenidos en la Guía de Seguridad del CSN 1.10 “Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares”, Rev.0 y Rev.1, que se encontraba en fase de elaboración en el momento de presentación de la solicitud. En la evaluación se ha llevado a cabo, en primer lugar, una evaluación preliminar, cuyas conclusiones fueron comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008. Posteriormente se ha llevado a cabo una evaluación final sobre dicha actualización de la RPS presentada en Julio de 2008.

Los objetivos de la evaluación de la RPS han sido los siguientes:

- Analizar el comportamiento de la Central en los diferentes aspectos de la seguridad nuclear en un periodo de tiempo suficientemente largo e identificar tendencias.
- Identificar la posible existencia de efectos acumulativos que pudieran afectar negativamente la seguridad nuclear de la Central.
- Evaluar la seguridad nuclear de la Central a partir de los resultados obtenidos en los diferentes aspectos comprendidos en el alcance de la RPS.
- Comprobar la adecuación de la sistemática empleada por el titular en la realización de los análisis de los diferentes aspectos de la seguridad nuclear de la Central documentados en los informes periódicos.
- Comprobar la existencia de una adecuada sistemática de Control de la Configuración de la Central.
- Analizar la situación de la Central respecto de la normativa internacional y la normativa del país de origen del proyecto.
- Analizar la situación de la Central frente a los avances tecnológicos que pudieran haber tenido lugar durante el periodo de tiempo comprendido por la RPS.
- Valorar los Programas de Mejora de la Seguridad en curso en la Central, así como, la necesidad de nuevos programas en función del resultado de los diferentes análisis y comprobaciones que constituyen la RPS.

La evaluación se ha realizado teniendo en cuenta la información disponible en el CSN, consistente en los informes periódicos remitidos por el titular, las inspecciones llevadas a cabo por los técnicos del CSN, las evaluaciones realizadas por los técnicos del CSN y el seguimiento de la explotación de la

Central (incluyendo el Panel de Revisión de Incidentes-PRI-) llevado a cabo por los técnicos del CSN durante el periodo considerado en la RPS.

3.2.1.-Experiencia Operativa

-Experiencia Operativa Interna

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en la relación existente entre algunos Informes de Sucesos Notificables (ISN), Partes de Sucesos (PS) e Incidentes Menores (IM), así como, en la efectividad de las acciones correctoras asociadas a algunos ISN, PS e IM y en las justificaciones existentes para considerar cerrados algunos ISN, PS e IM.

En la evaluación preliminar se ha concluido que el titular puede considerar cerrados la mayoría de los ISN, PS e IM y que, sólo en algún caso, el titular debía completar la información presentada en la actualización de la RPS de Julio de 2008.

Tras recibir la información adicional, en la evaluación final se ha concluido que las acciones correctivas adoptadas por el titular han sido adecuadas en todos los casos, así como los plazos para llevarlas a cabo, si bien se ha encontrado algún caso en el que se ha retrasado el cumplimiento de dicho plazo, razón por la cual, se estima que las acciones correctivas se deberán resolver en un plazo no superior al equivalente a un ciclo de operación. En el caso de modificaciones que afecten a la seguridad y que excepcionalmente tengan que sobrepasar dicho plazo, esta situación deberá justificarse por escrito y ser aprobada por el Comité de Seguridad de la Central. Se establece un requisito al respecto.

-Experiencia Operativa Externa

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en el análisis de aplicabilidad de los Informes de Sucesos Notificables (ISN) de otras centrales nucleares españolas, de la experiencia de la industria nuclear, de las experiencias operativas cuyo análisis ha requerido el CSN y de los informes requeridos por el 10 CFR 21, así como, en la efectividad de las acciones correctoras asociadas a dichos análisis y en las justificaciones existentes para considerar cerrados algunos de ellos.

En la evaluación preliminar se ha concluido que el titular puede considerar cerrados el análisis de la mayoría de los Informes de Sucesos Notificables (ISN) de otras centrales nucleares españolas, de la experiencia de la industria nuclear, de las experiencias operativas cuyo análisis ha requerido el CSN y de los informes requeridos por el 10 CFR 21 y que, sólo en algún caso, el titular debía completar la información presentada en la actualización de la RPS de Julio de 2008.

En la evaluación final se ha concluido que los análisis de aplicabilidad de las experiencias operativas externas realizados por el titular son adecuados.

-Registro y Archivo de Datos Operacionales

Ni en la evaluación preliminar, ni en la evaluación final, ha habido observaciones relativas al registro y archivo de los datos operacionales.

-Valoración Global del Análisis de la Experiencia Operativa

En la evaluación se ha concluido que el análisis realizado por el titular de la experiencia operativa, tanto interna como externa, es adecuado.

3.2.2.-Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

-Dosis Ocupacional

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en valorar la experiencia operativa en dosis ocupacional durante el periodo considerado, así como, los resultados de la misma y la adecuación de las acciones de mejora adoptadas o propuestas. En la evaluación preliminar se han considerado las dosis colectivas y las dosis individuales, recibidas tanto por el personal de plantilla como por el personal de contrata, en operación normal y en parada para recarga.

En la evaluación preliminar se ha constatado una tendencia decreciente hasta el año 2001, y una evolución asintótica ligeramente creciente desde esa fecha, en las dosis colectivas recibidas tanto por el personal de plantilla como por el personal de contrata, en operación normal y en parada para recarga. Estos buenos resultados se atribuyen a las acertadas acciones de mejora adoptadas para la reducción del término fuente, a una mejor gestión de los trabajos y a una profundización en la cultura ALARA, conseguida mediante diversas campañas de sensibilización del personal de plantilla y del personal de contrata en materia de autoprotección. Las principales acciones de mejora adoptadas han sido las siguientes:

- 1999 – Implantación de la filtración del condensado previa a su desmineralización.
- 1999 – Implantación de la inyección de Zinc.
- 1999 – Descontaminación de los lazos de recirculación.

En la evaluación preliminar se ha realizado, asimismo, una comparación de las dosis colectivas anuales recibidas en la Central por el personal de plantilla y por el personal de contrata, con las recibidas en las centrales BWR a nivel mundial y con las recibidas en las centrales de su mismo tipo y generación, concluyendo que las dosis colectivas recibidas en la Central son menores en todos los casos.

No obstante, en la evaluación preliminar se ha considerado que los resultados relativos a las dosis individuales no son tan favorables como los referentes a las dosis colectivas y se ha concluido que el titular debe establecer mecanismos concretos de actuación que permitan asegurar que la optimización de las dosis no aplica únicamente a las dosis colectivas sino también a las dosis individuales, reduciendo el número de personas que reciben dosis en los intervalos de dosis más altos, así como, la dosis individual máxima. Se ha concluido, asimismo, que el titular debe vigilar los niveles de radiación en la planta, analizando las tendencias y adoptando medidas que permitan controlar la tendencia al alza actual.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se han ratificado las conclusiones de la evaluación preliminar y, además, se ha concluido que se considera aceptable la propuesta del titular de vigilar durante un ciclo de operación el nivel de radiación dentro del Pozo Seco para decidir posteriormente sobre la realización de una nueva descontaminación de los lazos de recirculación, así como, que se considera aceptable la propuesta del titular de realizar un seguimiento exhaustivo de las dosis individuales.

No obstante, se ha concluido que NUCLENOR deberá concretar inequívocamente en una próxima revisión del documento de la RPS el órgano funcional de la organización ALARA en el cual descansa la responsabilidad de vigilar los niveles de radiación en la instalación, de analizar las tendencias y de proponer medidas de actuación que permitan controlar la actual tendencia ascendente de los niveles de radiación en la planta.

Las conclusiones de la evaluación final han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/09/11, CNSMG/SMG/09/4. Se establece un requisito al respecto.

-Vertidos y Dosis al Público

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en las actividades anuales vertidas en los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos y en las dosis efectivas anuales debidas a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, así como, en las evoluciones correspondientes.

En la evaluación preliminar, que ha tenido en cuenta los datos sobre vertidos y dosis al público contenidos en los estudios epidemiológicos actualmente en curso, se ha identificado la necesidad de que el titular aclare en la RPS una serie de aspectos documentales.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que la RPS realizada se considera aceptable, si bien el titular debe mejorar una serie de aspectos del documento de la RPS en una próxima revisión del mismo.

Las conclusiones de la evaluación final han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/09/8, CNSMG/SMG/09/3. Se establece un requisito al respecto.

-Residuos Radiactivos Sólidos

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en la información que debe incluir la RPS para valorar la idoneidad de la gestión de los residuos radiactivos sólidos llevada a cabo.

En lo que se refiere a los residuos radiactivos sólidos en la evaluación preliminar se ha identificado la necesidad de que el titular mejore en la RPS algunos aspectos documentales.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que la RPS realizada se considera aceptable.

-Vigilancia Radiológica Ambiental

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en la evolución de las medidas de radiactividad correspondientes a las diferentes vías incluidas en el Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA), así como, en la información que resulta necesaria para valorar la idoneidad de la vigilancia radiológica ambiental llevada a cabo.

En la evaluación preliminar se ha identificado la necesidad de que el titular mejore en la RPS algunos aspectos documentales.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que la RPS realizada se considera aceptable, si bien el titular debe mejorar una serie de aspectos del documento de la RPS en una próxima revisión del mismo.

Las conclusiones de la evaluación final han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/09/43 CNSMG/SMG/09/11. Se establece un requisito al respecto.

3.2.3.-Cambios en la Reglamentación y Normativa

-Reglamentación Nacional

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en el análisis de aplicabilidad realizado por el titular.

En la evaluación final se ha concluido que el análisis de aplicabilidad realizado es correcto.

-Normativa del País de Origen del Proyecto

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en el análisis de aplicabilidad realizado por el titular, así como, en la efectividad de las acciones correctoras derivadas de dicho análisis.

En la evaluación preliminar se ha concluido que el titular el titular debía, en algún caso, completar la información presentada en la actualización de la RPS de Julio de 2008.

En la evaluación final se ha concluido que la clasificación de aplicable o no aplicable de las normas analizadas es correcta y que las acciones correctivas adoptadas por el titular han sido adecuadas en todos los casos.

-Reglamentación Internacional

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en el análisis de aplicabilidad realizado por el titular.

En la evaluación final se ha concluido que el análisis de aplicabilidad realizado es correcto.

3.2.4.-Comportamiento de Equipos

-Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en las baterías, la instrumentación de protección, el tiempo de arranque de los generadores diesel, el tiempo de arranque del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI) y el tiempo de arranque del Sistema de Inyección a Baja Presión (LPCI), del Sistema de Rociado del Núcleo (CS) y del Sistema de Agua de Servicios del LPCI (SW/LPCI) con objeto de determinar si los resultados de las pruebas de vigilancia correspondientes pudieran ser indicativos de la existencia de degradación de los equipos. El periodo considerado ha sido desde el 1/1/98 hasta el 31/12/04.

En la evaluación preliminar se ha concluido lo siguiente:

-En las baterías no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo.

-En la instrumentación no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo.

-En el tiempo de arranque de los generadores diesel no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo.

-En el tiempo de arranque del Sistema HPCI no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo.

-En el tiempo de arranque del Sistema LPCI, del Sistema CS y del Sistema SW/LPCI no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo.

-En el tiempo de respuesta en caudal del Sistema LPCI y del Sistema IC no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo.

La evaluación final ha considerado el periodo completo, desde el 1/1/98 hasta el 31/12/07, y ha concluido que no se evidencian tendencias que puedan interpretarse como un deterioro del equipo en lo que se refiere a la instrumentación, al tiempo de arranque de los generadores diesel, al tiempo de arranque del Sistema HPCI, al tiempo de arranque del Sistema LPCI, del Sistema CS y del Sistema SW/LPCI y al tiempo de respuesta en caudal del Sistema LPCI y del Sistema IC.

-Programa de Inspección en Servicio

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en los programas de inspección en servicio requeridos, en los programas de inspección en servicio realizados y en los resultados de los mismos, contemplando independientemente los distintos programas: ensayos no destructivos, inspecciones de soportes, inspecciones y pruebas funcionales de amortiguadores, inspecciones según el NUREG-0313, pruebas funcionales de válvulas, pruebas funcionales de bombas, pruebas de presión, inspecciones de la Contención Primaria e inspecciones adicionales (erosión/corrosión, internos de vasija, penetraciones de CRDS y Toberas N-4).

En la evaluación preliminar se ha identificado la necesidad de que el titular incorpore en la RPS los aspectos siguientes:

-El índice del apartado 4.2 “Programa de Inspección en Servicio” debe corresponderse con la estructura y el contenido de dicho apartado.

-En el punto 8 “Inspecciones NUREG-0313” del apartado 4.2 se debe incluir un punto específico que analice con más detalle las desviaciones al programa, principalmente las relacionadas con interferencias, habida cuenta de las omisiones que se han identificado de áreas en dicha situación (p.e.: IC 1 ½ área 1).

-En los puntos 9 “Pruebas funcionales de válvulas” y 10 “Pruebas funcionales de bombas” del apartado 4.2 se debe incluir un análisis más en detalle de las desviaciones ocurridas en la ejecución de las pruebas funcionales, las causas del fallo y las acciones correctoras realizadas.

-En el punto 13 “Inspecciones adicionales” del apartado 4.2 se debe incluir la información siguiente:

-Un análisis de los resultados obtenidos en las inspecciones realizadas en el programa de erosión-corrosión, así como, una clarificación de la causa de la sustitución llevada a cabo de algunos componentes (ejecución de correctivos u otros motivos).

-En el programa de internos de vasija se debe corregir la referencia a la categoría B-N-3 en la parada para recarga de 2003, así como, ampliar la información relativa al alcance de los programas actualmente implantados, a las bases y a las causas de la implantación de los mismos (recomendaciones del BWRVIP, experiencias operativas u otros motivos) y al análisis global de los resultados.

-En el programa de inspecciones en las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDS) se debe matizar que la información incluida sobre la solución soldada corresponde a planes y acciones de futuro y se debe incluir información más detallada sobre las últimas actuaciones realizadas en este programa.

-En el punto 14 “Programa toberas N4” del apartado 4.2 sólo se incluye información sobre el programa de vigilancia de la tobera N4 sin hacer mención a los elementos asociados a dichas toberas,

rociadores de agua de alimentación y soportes, razón por la cual dicha información sería más propia del punto 13 “Inspecciones adicionales”. Por otra parte, se debe aclarar la vigilancia llevada a cabo sobre los rociadores de agua de alimentación y los soportes.

-En el punto 17 “Comportamiento de las diferentes barreras” del apartado 4.2 se debe incluir información sobre las pruebas de fugas de las válvulas de aislamiento de la barrera de presión del refrigerante del reactor.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que la RPS realizada se considera aceptable.

-Calificación de Equipos

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en la verificación del diseño sísmico de los equipos, en la calificación ambiental de los equipos y en los procesos de dedicación.

En la evaluación preliminar se ha identificado la necesidad de que el titular incorpore en la RPS los aspectos siguientes:

-Mención expresa a que, bajo el punto de vista de la calificación sísmica, el requisito básico de calificación sísmica en la actualidad es el cumplimiento con la R.G. 1.100, Rev.2.

-Información para cada uno de los 122 cables de origen y no calificados situados en el Edificio del Reactor y en el Edificio de Turbina y los 10 cables Pirelli de EPDM/CSPE del Pozo Seco, que se listan en el anexo I del documento II.10.162, rev.3 de Norca, sobre si se han sustituido por cables calificados mediante la Modificación de Diseño MD-399, o en su caso, sobre si su calificación se demuestra por otro método.

-Identificación en una nueva revisión del listado de cables incluidos en el Estudio de Calificación Ambiental (ECA) de todos los cables mencionados en el punto anterior que hayan sido sustituidos, o cuya denominación haya cambiado.

-Información sobre si se ha realizado la inspección visual de los cables Pirelli de EPR/AFUMEX existentes en el Pozo Seco programada para la parada para recarga de 2005.

-Inclusión en la próxima revisión del ECA, y en las sucesivas revisiones del mismo, de la información indicada en la carta de referencia CSN/C/DSN/01/457 sobre el contenido y actualización del ECA.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que la RPS realizada se considera aceptable.

-Gestión de Vida

El titular ha expuesto que en Julio de 2002 comenzó a aplicar la metodología del 10 CFR 54 “License Renewal Rule” a la gestión de vida de la Central en lugar de la metodología de UNESA aplicada hasta ese momento, como parte de las actividades preparatorias de la presentación en 2006 de la solicitud de operación a largo plazo. El detalle de la gestión de vida de la Central lo ha tratado el titular en el Plan

Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento. La evaluación por parte del CSN de este apartado de la RPS se expone junto con la evaluación del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento.

-Regla de Mantenimiento

La evaluación preliminar del CSN se ha centrado en los sistemas/funciones significativas para el riesgo incluidos en el alcance de la aplicación de la Regla de Mantenimiento, en los criterios de comportamiento, en la aplicación de la Regla de Mantenimiento en condiciones de parada y en las configuraciones de riesgo en que se ha situado la planta para la realización de actividades de mantenimiento en todos los modos de operación.

En la evaluación preliminar se ha se ha identificado la necesidad de que el titular incorpore en la RPS los aspectos siguientes:

- Un listado de los sistemas/funciones significativos para el riesgo incluidos dentro del alcance de la aplicación de la Regla de Mantenimiento, obtenido considerando los resultados de medidas de importancia realizadas con una revisión actualizada del Análisis Probabilista de Seguridad (APS).

- Los criterios de comportamiento revisados atendiendo a un histórico cuya fecha de corte sea lo más próxima posible al 31 de Diciembre de 2007.

- Incorporación en las evaluaciones que se realizan para dar cumplimiento al apartado (a) (4) de la Regla de Mantenimiento en condiciones de parada de la realización de medidas cuantitativas de incremento de riesgo con el APS en otros modos de operación.

- Información sobre las configuraciones de más alto riesgo en las que se ha situado la Central por la realización de actividades de mantenimiento en todos los modos de operación.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que la RPS realizada se considera aceptable.

3.2.5.-Modificaciones de la Instalación

En la evaluación preliminar se ha comprobado que las modificaciones de diseño realizadas sobre cada uno de los sistemas no han supuesto, al considerarlas globalmente, una evolución inadecuada del diseño de los mismos, así como, que no existen interferencias y discordancias entre ellas y que no introducen factores que modifiquen la respuesta de la Central considerada en el análisis de accidentes y transitorios.

La evaluación final se ha llevado a cabo sobre la actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha comprobado, asimismo, que las modificaciones de diseño realizadas sobre cada uno de los sistemas no han supuesto, al considerarlas globalmente, una evolución inadecuada del diseño de los mismos, así como, que no existen interferencias y discordancias entre ellas y que no introducen factores que modifiquen la respuesta de la Central considerada en el análisis de accidentes y transitorios.

3.2.6.-Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

En la evaluación preliminar se ha concluido que el titular debía resolver los puntos abiertos del APS derivados de las evaluaciones e inspecciones llevadas a cabo periódicamente por el CSN, así como,

incorporar mejoras en dicho APS, principalmente en aspectos relativos a modelos y a datos, y realizar una actualización del APS de otros sucesos externos (tarea APS-IT-T4).

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la RPS que tenía que presentar en Julio de 2008.

En la evaluación final se ha distinguido entre la actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y la actualización del APS de otros sucesos externos (tarea APS-IT-T4) presentada el 12-12-08 con nº de registro de entrada 23417. En lo referente a la primera se ha concluido que el titular ha resuelto todos los puntos pendientes del APS y que el mismo se considera aceptable. En lo relativo a la actualización del APS de otros sucesos externos (tarea APS-IT-T4) las conclusiones han sido las siguientes:

-La actualización del análisis de caída de avión, precipitaciones de nieve, vientos fuertes, accidentes con gases tóxicos, transportes de hidrógeno, accidentes con explosiones, sequía, incendio forestal, inundaciones externas y descarga de rayos se considera aceptable.

-A fin de garantizar que las modificaciones de diseño realizadas desde la última revisión del IPEEE sísmico de 2003 no han disminuido el margen sísmico de la Central, el titular ha propuesto actualizar dentro del año 2009 el cálculo del HCLPF de los componentes sustituidos, lo que se considera aceptable. Se establece un requisito al respecto.

-El titular deberá finalizar, en un plazo de seis meses, el análisis de las posibilidades de reubicación de las botellas de gas PR (90 % Argón y 10 % Metano) en un área no relacionada con la seguridad, llevando a cabo las acciones que como resultado de dicho análisis resulten necesarias e informando de todo ello al CSN. Se establece un requisito al respecto.

-El titular deberá llevar a cabo, en un plazo de seis meses, el recorrido por planta al que hace mención el Anexo IV del informe de tarea APS-IT-T4 orientado a identificar las posibles necesidades de actualización del mismo. Se establece un requisito al respecto.

3.2.7.-Programas de Evaluación y Mejora de la Seguridad

En la evaluación preliminar se ha concluido que los Programas de Mejora que el titular tiene actualmente en curso se consideran aceptables. Dichos programas son los siguientes: Programa de Reducción de Dosis al Personal, Cultura de Seguridad, Organización y Factores Humanos y Almacenamiento de Combustible Gastado.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la actualización de la RPS presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que los Programas de Mejora actualmente en curso se consideran aceptables.

Por otra parte, el titular deberá establecer nuevos Programas de Mejora para llevar a cabo las mejoras propuestas y las mejoras identificadas como conclusión de la evaluación realizada por el CSN de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación. Se establece un requisito al respecto.

3.3. Evaluación del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada

El titular ha analizado el cumplimiento por parte de la Central con la normativa que el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) acordó, en su reunión del día 20/10/06, establecer a NUCLENOR como normativa de aplicación condicionada asociada al nuevo Permiso de Explotación de la C.N. Santa María de Garoña(Instrucción Técnica Complementaria –ITC- de referencia CNSMG/SMG/06/11). En los casos en que el titular ha encontrado desviaciones ha propuesto la realización de modificaciones de

diseño u otras actuaciones. Se describe seguidamente la evaluación llevada a cabo por el CSN, tanto de los análisis presentados por el titular, como de las propuestas de modificaciones de diseño realizadas por el mismo. Se resalta en negrita la normativa de aplicación condicionada establecida por el CSN.

10 CFR 50.44 “Normas para el Control de Gases Combustibles en Reactores de Potencia Refrigerados por Agua Ligera”.

-Análisis del cumplimiento con los requisitos del 10 CFR 50.44 teniendo en cuenta las guías contenidas en el borrador DG-1117 de guía reguladora publicado por la USNRC, debiendo ser revisado dicho análisis cuando la USNRC publique la versión final de la guía reguladora, en caso de que se produzcan cambios significativos respecto del texto del borrador de la misma.

El CSN ha encontrado en su evaluación que el titular ha realizado solamente el análisis del cumplimiento con la posición reguladora C.2 (monitores de hidrógeno y oxígeno) de la RG 1.7, Rev.3, 2007, faltando el análisis del cumplimiento con las posiciones reguladoras C.1 (sistemas de control de gas combustible), C.3 (sistemas de mezclado de la atmósfera) y C.4 (producción de gas hidrógeno) de la misma, lo cual ha sido puesto en conocimiento del titular concediéndole un plazo para la presentación al CSN de los mencionados análisis.

Por otra parte, el CSN ha llevado a cabo en su evaluación una comparación entre lo establecido en las diversas posiciones reguladoras de la RG 1.7, Rev.3, 2007 y los medios disponibles en la Central, surgiendo de dicha comparación la necesidad de que el titular justifique los aspectos siguientes:

-La RG 1.7, Rev. 3, 2007 establece la importancia de asegurar que la atmósfera de la Contención está bien mezclada para evitar acumulaciones locales excesivas de gas combustible. La C.N. Santa María de Garoña dispone de medios activos para asegurar el mezclado mediante el rociado del Pozo Seco y del Toro y el titular debe analizar y justificar la eficacia de los mismos para asegurar el mezclado.

-La RG 1.7, Rev. 3, 2007 establece, asimismo, la importancia de mantener la inertización de la Contención para limitar el riesgo de que una combustión de hidrógeno cause el fallo de la Contención. La C.N. Santa María de Garoña dispone de un sistema de inertización de la Contención, que se emplea según el POE-02-01 y la GAS-03 en maniobras de purga con nitrógeno del Pozo Seco y del Toro, pero que en caso de accidente severo con pérdida total de tensión AC, según el POA-6400-4, no estaría operable. Adicionalmente, en el APS Nivel 2 de la Central se da crédito a la inertización en todas las secuencias consideradas descartando la ocurrencia de combustiones de hidrógeno. Por ello, el titular debe analizar y justificar que las bases de diseño del sistema de inertización son adecuadas para garantizar el cumplimiento de dicha hipótesis y para asegurar la inertización del recinto de Contención en todas las secuencias de accidente severo consideradas.

-La RG 1.7, Rev. 3, 2007 establece, por otra parte, la importancia de los monitores de hidrógeno y de oxígeno para la estrategia de gestión del accidente severo, debiendo dichos monitores ser capaces de realizar su función en un accidente más allá del accidente base de diseño. La C.N. Santa María de Garoña dispone de monitores de hidrógeno y oxígeno, instalados para cumplir con la RG 1.97, cuyos equipos no tienen en todos los casos alimentación desde barras esenciales, y que en caso de accidente severo con pérdida total de tensión AC no estarían operables. Por ello, el titular debe analizar y proponer la mejora de la disponibilidad de la alimentación de los equipos de los monitores de hidrógeno y de oxígeno, considerando incluso la posibilidad de alimentarlos desde baterías. Además, el titular debe justificar que el rango máximo del monitor de hidrógeno instalado, que es del 30% de concentración, es superior a la concentración máxima de hidrógeno esperable en las condiciones de accidente severo más desfavorables.

-El titular debe tener en cuenta que el 10 CFR 50.44 y la RG 1.7, Rev.3, 2007, suponen una modificación de las bases de diseño y de las bases de licencia de los sistemas empleados para el control de gases combustibles y para la medida de la concentración de hidrógeno y de oxígeno en la Contención y debe actualizar convenientemente la documentación correspondiente al diseño, operación y licencia de dichos sistemas, que pasan a ser sistemas previstos para mitigar accidentes más allá del accidente base de diseño.

Las conclusiones de la evaluación han sido puestas en conocimiento del titular concediéndole un plazo para presentar al CSN las mencionadas justificaciones.

El titular ha dado respuesta al CSN, el 26-11-08 con nº de registro de entrada 41514, mediante la carta de referencia NN/CSN/206/2008. Dicha respuesta ha sido evaluada por el CSN, el cual ha concluido lo siguiente:

-Con relación a la posición reguladora C.1 (sistemas de control de gas combustible) de la RG 1.7, Rev.3, 2007, se considera que el sistema de inertización, venteo y purga de la Contención de la Central cumple con la misma.

-Con relación a la posición reguladora C.2 (monitores de hidrógeno y oxígeno) de la RG 1.7, Rev.3, 2007, se considera que el monitor de medida en línea de concentración de hidrógeno en la Contención no cumple totalmente con la posición reguladora C.2, ya que su rango máximo del 30% no le permitiría seguir la evolución de la degradación del núcleo en caso de accidentes severos, durante los cuales se alcanzaría en Contención una concentración de hidrógeno superior al 30%, incluso con una degradación relativamente baja del núcleo. El titular deberá, por tanto, aumentar el rango de medida del monitor de medida en línea de concentración de hidrógeno en la Contención de modo que se alcance un rango máximo suficiente para llevar a cabo la gestión de accidentes severos. Se establece un requisito para que el aumento del rango de medida de este monitor se lleve a cabo antes del arranque posterior a la parada para recarga de combustible de 2011.

-Con relación a la posición reguladora C.3 (sistemas de mezclado de la atmósfera) de la RG 1.7, Rev.3, 2007, se considera que el sistema de riego del Pozo Seco y de la Cámara de Supresión cumple dicha posición.

-Con relación a la posición reguladora C.4 (producción de gas hidrógeno) de la RG 1.7, Rev.3, 2007, se considera que los materiales existentes en la Contención y el sistema de riego del Pozo Seco y de la Cámara de Supresión cumplen dicha posición.

-Se ha recordado que, tal y como ha sido comunicado al titular como conclusión de la evaluación preliminar, se debe tener en cuenta que el 10 CFR 50.44 y la RG 1.7, Rev.3, 2007, suponen una modificación de las bases de diseño y de las bases de licencia de los sistemas empleados para el control de gases combustibles y para la medida de la concentración de hidrógeno y de oxígeno en la Contención y se debe actualizar convenientemente la documentación correspondiente al diseño, operación y licencia de dichos sistemas, que pasan a ser sistemas previstos para mitigar accidentes más allá del accidente base de diseño.

Criterio General de Diseño 4 “Bases de Diseño Ambiental y Contra Proyectiles”.

-Revisión del diseño de los sistemas y equipos de ventilación relacionados con la seguridad de acuerdo con el Código ASME AG-1 de 1997 y consideración de dicho código como normativa aplicable para repuestos y pruebas.

El CSN ha concluido en su evaluación lo siguiente:

-Las propuestas del titular se consideran aceptables.

-Se considera aceptable la solución transitoria propuesta por el titular consistente en utilizar, para el mantenimiento de los equipos existentes, repuestos del fabricante original o equivalente hasta que se lleven a cabo las modificaciones propuestas.

-Se considera aceptable la propuesta de no modificar el sistema de ventilación de los cubículos de los Generadores Diesel. No obstante, para probar el adecuado dimensionamiento del sistema, el titular realizará, en el plazo de los dos años posteriores a la renovación de la Autorización, una prueba de funcionamiento prolongado de los Generadores Diesel en un periodo en el que sean previsibles unas temperaturas ambientales exteriores próximas a la temperatura máxima considerada en el diseño y durante dicha prueba se llevará a cabo un seguimiento detallado tanto de la temperatura ambiental del cubículo como de la temperatura ambiental de una serie de puntos próximos a los equipos que se consideren más representativos.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/103, CNSMG/SMG/08/22. Se establece un requisito al respecto.

Criterios Generales de Diseño 13 “Instrumentación y Control”, 20 “Funciones del Sistema de Protección”, 21 “Fiabilidad y Capacidad de Prueba del Sistema de Protección”, 22 “Independencia del Sistema de Protección” y 24 “Separación de los Sistemas de Protección y de Control”.

La norma IEEE 279-1971 “Criterios para Centrales Nucleares” está muy relacionada con el cumplimiento con estos CGD y el titular deberá llevar a cabo los análisis que se indican a continuación, además de las acciones propuestas por él mismo:

A.-Sección 4.2 de la norma IEEE 279-1971-Criterio de fallo único-

-Análisis de la configuración actual del Sistema de Despresurización Automática (ADS), la cual permite en caso de producirse una falta en una de las barras en los sistemas de distribución A y B de 125 Vcc la transferencia automática a la barra del otro tren para alimentar el circuito de control asociado.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

-Análisis en el cual se consideren las lógicas de protección de la turbobomba del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI) y las lógicas de transferencia de la succión del mismo, con objeto de mejorar la fiabilidad de dichas lógicas.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

B.-Sección 4.7 de la norma IEEE 279-1971-Interacción entre Sistemas de control y protección-

-Análisis comparativo entre el diseño de la Central y la información contenida en el NUREG/CR-5112 en lo referente a la Generic Letter 89-11 “Resolución del tema genérico 101 – BWR redundancia de nivel-” , así como, análisis de la adecuación de los procedimientos y el entrenamiento de los operadores para garantizar que una fuga o una rotura de una línea sensora son fácilmente detectables y mitigables.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

C.-Sección 4.10 de la norma IEEE 279-1971-Capacidad para pruebas y calibración-

-Análisis detallado y concluyente sobre el cumplimiento con la R.G. 1.22 “Prueba Periódica del Sistema de Protección del Reactor”, Revisión 0, así como, análisis detallado y concluyente de la capacidad para ser probados de todos los dispositivos de actuación del sistema de protección del reactor, del sistema de iniciación de las salvaguardias tecnológicas y de los grupos de aislamiento.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable el análisis realizado por el titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

D.-Sección 4.16 de la norma IEEE 279-1971-Finalización de la acción de protección una vez iniciada-

-Análisis de la justificación existente para un diseño en el cual no existe sellado de la señal de iniciación del Sistema de Inyección a Baja Presión (LPCI) en los circuitos de arranque de las bombas principales del Sistema LPCI y de las bombas del Sistemas de Agua de Servicios del LPCI, así como, análisis de las posibilidades existentes de mejorar dicho diseño para ajustarlo a la norma IEEE 279-1971.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

E.-Sección 4.17 de la norma IEEE 279-1971-Iniciación manual-

-Análisis de las posibilidades existentes de mejorar el diseño de los grupos de aislamiento para ajustarlos a la norma IEEE 279-1971 mediante la adopción de una solución más global que la propuesta para la iniciación manual de los mismos.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

-Inclusión en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS) de las pruebas de la iniciación manual de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y de los grupos de aislamiento.

El titular ha presentado una solicitud de aprobación oficial para una propuesta de revisión de las ETFMS que incluye las pruebas de la iniciación manual de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo y de los grupos de aislamiento, la cual ha sido informada favorablemente por el CSN y aprobada por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

Criterio General de Diseño 41 “Purificación de la Atmósfera del Recinto de Contención”, 42”Inspección de los Sistemas de Purificación de la Atmósfera del Recinto de Contención” y 43 “Prueba de los Sistemas de Purificación de la Atmósfera del Recinto de Contención”.

-Análisis detallado del cumplimiento con estos CGD por parte del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), en el cual se verifique la consistencia entre el diseño y la lógica de actuación de dicho sistema con las hipótesis consideradas en los análisis de consecuencias radiológicas contenidos en el Capítulo 15 del Estudio de Seguridad, así como, un análisis detallado del cumplimiento del SBGTS con los requisitos establecidos en la RG 1.52 “Criterios para Diseño, Inspección y Prueba de Unidades de Filtración de Aire para Limpieza de la Atmósfera de los Sistemas de Salvaguardias Tecnológicas en Centrales Nucleares de Agua Ligera”, Rev. 3, en el cual se aporte una justificación o propuesta de modificación para aquellos requisitos que dicho análisis identifique que no se cumplen.

En la evaluación realizada por el CSN se ha considerado aceptable la propuesta del titular consistente en instalar un SBGTS nuevo, que cumpla con todos los requisitos establecidos por el CSN en la normativa de aplicación condicionada, y en ejecutar dicha modificación de diseño en la parada para recarga de 2011.

Dado que se va a instalar un SBGTS nuevo, actualmente dicho sistema está definido sólo a nivel de ingeniería básica, por lo que será necesario evaluar la ingeniería de detalle con posterioridad. Por todo ello, la evaluación del CSN se ha centrado en dicha ingeniería básica y las conclusiones de la misma han sido relativas a los principios que deberá respetar el titular al desarrollar la ingeniería de detalle del nuevo sistema. Dichas conclusiones han sido las siguientes:

-La base de licencia del nuevo SBGTS será la RG 1.52, Rev.3 y las normas referenciadas en la misma. El documento de ingeniería básica hace referencia al ASME 509-2002 y al ASME AG-1-2003, los cuales no son normas respaldadas por la USNRC.

-El titular remitirá al CSN, en el plazo de los tres meses posteriores a la renovación de la Autorización, una revisión de la especificación de diseño del nuevo SBGTS, así como, una programación detallada de la elaboración de los documentos de diseño y montaje del nuevo SBGTS. En la revisión de la especificación de diseño, el titular establecerá y definirá claramente cuales son las funciones del nuevo SBGTS relacionadas con la seguridad y las funciones no relacionadas con la seguridad, así como, las bases de diseño y de licencia del mismo. El titular revisará consistentemente los apartados 6.5 y 6.8 del Estudio de Seguridad (ES).

-El titular tendrá en cuenta en el diseño de las unidades de filtración lo establecido en las secciones 5 y 6 de la RG 1.52, Rev.3, relativas a mantenimiento y a pruebas, considerando las necesidades asociadas a las pruebas que se deben realizar en dichas unidades según ASME N510-1989.

-El nuevo SBGTS deberá cumplir con lo establecido en los apartados 6.2.3, 6.5.1 y 6.5.3 del Standard Review Plan (SRP-NUREG-0800), salvo que el titular desarrolle un método alternativo al SRP para el cumplimiento con los requisitos reguladores aplicables al SBGTS.

-El diseño y las lógicas de actuación del nuevo SBGTS deberán estar de acuerdo con las hipótesis supuestas en los análisis de consecuencias radiológicas contenidos en el Capítulo 15 del ES vigente, en lo referente a accidentes en los cuales se le da crédito, caudales, eficiencia de los filtros, tiempo en que consigue la depresión requerida en la Contención Secundaria, etc. En caso contrario, el titular deberá presentar una revisión de los citados análisis de consecuencias radiológicas, realizada con las hipótesis correspondientes al nuevo SBGTS y según la RG 1.183, la cual justifique que se siguen cumpliendo los límites establecidos en el 10 CFR 50.67 y en el CGD-19.

-El titular deberá aclarar en la citada revisión de la especificación de diseño la mención existente en la revisión actual de la misma relativa a que el nuevo SBGTS realizará una función, no relacionada con la seguridad, consistente en la prueba de tasa de fugas de la Contención Secundaria, en la cual se prueba, además, el adecuado funcionamiento de las válvulas de aislamiento del Edificio del Reactor. Análogamente, el titular deberá aclarar la mención existente a que el nuevo SBGTS realizará una función, no relacionada con la seguridad, consistente en el tratamiento del escape del condensador de sellos de la turbina del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI). El titular deberá reconsiderar y justificar, en su caso, la definición de no relacionadas con la seguridad de dichas funciones.

-El titular deberá describir en la citada especificación de diseño los equipos de vigilancia de la radiación que existirán para el control de las emisiones a través del nuevo SBGTS y analizar como puede afectar la operación del mismo a la vigilancia y control de los efluentes gaseosos, así como, a las ETFMS, al MRO y al MCDE.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/177, CNSMG/SMG/08/36. Se establece un requisito al respecto.

Criterio General de Diseño 53 “Provisiones para Prueba e Inspección de la Contención”, 54 “Sistemas de Tuberías que Penetran en la Contención”, 55 “Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor que Penetra la Contención”, 56 “Aislamiento de la Contención Primaria” y 57 “Válvulas de Aislamiento de Sistemas Cerrados”.

-Análisis detallado, penetración por penetración, del cumplimiento con los CGD aplicables, con las normas ANSI-56.2 y ANSI-56.8 y con los requisitos del Apéndice J del 10 CFR 50 opción B, debiendo incluir dicho análisis una tabla en la que se indique el tipo de válvula, el modo de fallo de la válvula, el método de prueba y la frecuencia con que se realiza y en los casos de no cumplimiento, la identificación de si es el diseño la causa origen del mismo e inclusión, o bien de una justificación para el no cumplimiento con dicha normativa, o bien de una propuesta de acciones para su cumplimiento.

El CSN ha encontrado en su evaluación que el análisis presentado por el titular no se ajusta en una serie de aspectos a lo establecido por el CSN, lo cual ha sido puesto en conocimiento del titular concediéndole un plazo para la presentación al CSN de una revisión del mencionado análisis, realizada teniendo en cuenta lo siguiente:

-Las bases de licencia actuales no pueden considerarse una justificación sólo por el hecho de serlo, como se desprende del propio concepto de Normativa de Aplicación Condicionada.

-El titular debe presentar al CSN una revisión del Apartado 2.2.5 de la documentación anexa a la carta de referencia NN/CSN/233/2007, que se ajuste a la ITC de referencia CNSMG/SMG/06/11 y en la cual se corrijan, entre otros, los aspectos siguientes:

-La mención a la norma ANSI/ANS 56.8-2002 contenida en el Apartado 2.2.5.2, ya que la revisión de la norma aplicable es la correspondiente a 1994 y no la correspondiente a 2002. Por otra parte, en el resto de apartados se hace mención a la revisión de la norma correspondiente a 1994.

-La inconsistencia existente en el Apartado 2.2.5.3 entre las penetraciones consideradas susceptibles de modificación de diseño (PNT-X-225 A y PNT-X-210 A y B) y la propuesta de modificación de diseño (PNT-X-225 A).

-Los puntos pendientes, identificados en el Apartado 2.2.5.3, relativos a la verificación del cumplimiento por parte de diversas penetraciones con la norma ANSI 56.2.

-La mención, realizada en el Apartado 2.2.5.3, relativa a la existencia de discrepancias en cuanto a la frecuencia de prueba entre la prueba de vigilancia PV-O-416 y la norma ANSI 56.8, ya que no hay tal discrepancia debido a que aplica a la Central la Opción B del Apéndice J al 10 CFR 50.

-La mención, realizada en el Apartado 2.2.5.3, relativa a la existencia de discrepancias en cuanto a que algunas válvulas de aislamiento, que requieren prueba de fugas, hasta ahora no se han probado, ya que no se trata de una discrepancia sino de un incumplimiento de la base de licencia actual.

-El titular debe presentar al CSN una revisión del documento IE-10-009 “Análisis del Sistema de Aislamiento de la Contención Primaria de la Central Nuclear Santa María de Garoña”, incluido en el Apartado 2.2.5 de la documentación anexa a la carta de referencia NN/CSN/233/2007, que se ajuste a la ITC de referencia CNSMG/SMG/06/11 y en la cual se corrijan, entre otros, los aspectos siguientes:

-En el análisis de cumplimiento con la normativa relativa a las pruebas de fugas locales de las penetraciones mecánicas de la Contención el titular debe, identificar las válvulas de aislamiento de la Contención que, según el Apéndice J del 10 CFR 50 y la norma ANSI-56.8, requieren prueba de fugas, e incluir el estudio del cumplimiento del modo de prueba (dirección de flujo, técnica de prueba, etc.) y del medio de prueba (agua, aire) con lo establecido al respecto en la normativa aplicable.

-Los puntos pendientes relativos a la verificación del cumplimiento por parte de diversas penetraciones con la normativa aplicable.

-En lo que lo relativo al cumplimiento por parte de las penetraciones asociadas a instrumentación con la Safety Guide 1.11 “Instrument Lines Penetrating Primary Reactor Containment” de la USNRC, 1971, el titular debe presentar una propuesta de actuación o, en su caso, una justificación técnica para las configuraciones no ajustadas a la misma (p.e. las líneas que conectan con la atmósfera del Pozo Seco y carecen de válvula antiretorno y sólo disponen de una válvula de aislamiento manual-o incluso ésta no existe- que no se indica que pueda ser actuada remotamente y las líneas de instrumentación para la medida de nivel en la Cámara de Supresión que carecen de válvula de aislamiento).

-En lo relativo a las alternativas de la norma ANSI 56.2 para el cumplimiento con los CGD 55 y 56, el titular debe presentar una justificación técnica acerca de que se cumplen todos los requisitos establecidos para poder aplicar a las penetraciones las alternativas 3.6.4 y 3.6.5 o, en su caso, una propuesta de actuación.

-En lo relativo a las válvulas manuales de aislamiento y a las válvulas de aislamiento de los picajes de prueba, el titular debe incluir dichas válvulas en las tablas de válvulas de aislamiento de Contención del Estudio de Seguridad (ES) y de las Bases de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFMS) para garantizar el adecuado control administrativo de las mismas.

-En lo relativo al aislamiento de las líneas que conectan con la Cámara de Supresión, el titular debe considerar que el CGD aplicable es el 56 y no el 57.

-En lo relativo al aislamiento de los sistemas de refrigeración de emergencia, el titular debe indicar los casos en que el cumplimiento con los CGD se satisface mediante la aplicación de las alternativas de la norma ANSI 56.2, así como, presentar una propuesta de actuación para las líneas de los sistemas de refrigeración de emergencia de baja presión que conectan con la Cámara de Supresión y no se someten a prueba de fugas o, en su caso, una justificación técnica.

-En lo relativo al aislamiento de las líneas de agua de alimentación, el titular debe justificar que el cumplimiento con el CGD se satisface mediante la aplicación de las alternativas de la norma ANSI 56.2, presentando la justificación técnica correspondiente o, en su caso, una propuesta de actuación.

Por otra parte, el titular debe analizar el cumplimiento con el CGD 55 para todas las líneas que conectan con las tuberías de agua de alimentación, aguas arriba de la válvula de retención exterior a la contención (CUD, HPCI), y presentar una justificación técnica para no considerar las válvulas de estos sistemas asociadas a las penetraciones X-9A y B (MOV-2300-8 y MOV-1201-80 respectivamente) como válvulas de aislamiento de la Contención o de lo contrario, presentar una propuesta de actuación.

Adicionalmente, aunque el titular no indica nada al respecto en el análisis, según consta en el CSN las penetraciones X-9 A y B se prueban con agua, si bien la normativa, a priori, requiere que se prueben con aire (salvo que el titular demuestre que dichas líneas permanecen selladas mediante un sistema cualificado durante los 30 días posteriores al accidente), razón por la cual, el titular debe presentar una justificación técnica para ello o una propuesta de actuación.

-En lo relativo a las penetraciones que derivan la Contención Secundaria y según se desprende de la información disponible en el CSN, en la Central no se consideran penetraciones que deriven la Contención Secundaria (salvo las MSIVs, para las que sí existe un límite de fugas específico) y por tanto no se ha establecido un límite de fugas específico aplicable a dichas penetraciones. No obstante, se ha comprobado que existen penetraciones que potencialmente podrían derivar la Contención Secundaria, como, por ejemplo, algunas penetraciones del ACS (líneas de aporte), de agua de alimentación o del PASS, entre otras, razón por la cual, se estima necesario que el titular analice si existen en la Central penetraciones que derivan la Contención Secundaria y, en caso afirmativo, establezca un límite de fugas específico que deberá ser tenido en cuenta en los análisis de consecuencias radiológicas e incluido en las ETFMS.

-Las penetraciones X-202 y X-203, asociadas a las líneas rompedoras de vacío Cámara de Supresión-Pozo Seco no se han incluido en el análisis. El titular debe incluir dichas penetraciones en el análisis.

-En lo relativo al estudio por sistemas llevado a cabo por el titular

- a) Sistema de accionamiento de barras de control (CRD).

- i) Penetración X-36. El CGD aplicable es el 55. No es válida la configuración de válvula de retención dentro y fuera de contención. Tal y como indica el titular, se dispone en serie con ellas, agua arriba de la primera válvula de retención, de una válvula manual enclavada cerrada (V-301-94B). Esta válvula, junto con la válvula de retención interior (CHKV-301-98), podría dar cumplimiento al CGD 55. En ese caso la válvula manual se debería incluir en la tabla del ES y de las Bases de las ETFMS y cumplir con los requisitos de prueba de fugas según Apéndice J, Opción B.
- ii) El titular debe presentar una justificación técnica explícita (y no una mera referencia al NUREG 0803) para la no realización de prueba de fugas en las penetraciones X-37 y 38 o, en su defecto, una propuesta de actuación.
- b) Sistema de rociado del núcleo a baja presión (CS), penetraciones X-210 A y B. No se analiza el cumplimiento con el CGD 56 para la línea de mínimo flujo de las bombas del CS (B-1401 A y B). En estas líneas se dispone de válvula manual enclavada abierta que no cumple, ni el CGD ni la alternativa del ANSI 56.2.
- c) Sistema de inyección a alta presión (HPCI)
 - i) Penetración X-218/220. Línea rompedora de vacío de la tubería de escape de la turbina del HPCI. El CGD 56 es aplicable. La configuración de que dispone la Central actualmente no cumple estrictamente el CGD (alternativa 3.6.4). Podría ser suficiente disponer de una válvula manual remota. El titular debe completar la información suministrada (capacidad de actuación sobre la válvula manual) para poder valorar si la alternativa se considera aceptable, o de lo contrario presentar una propuesta de actuación.
 - ii) Penetración X-220. La configuración de que dispone actualmente la Central da cumplimiento al CGD 56 (alternativa 3.6.5) siempre que exista la posibilidad de cerrar manualmente la válvula CHKV-1302-74 (retención-globo enclavada abierta); el titular indica que la válvula dispone de volante de actuación manual. El titular debe completar la información suministrada (capacidad de actuación sobre la válvula manual) para poder valorar si la alternativa se considera aceptable, o de lo contrario presentar una propuesta de actuación.
 - iii) Penetración X-221. Al menos una de las dos válvulas que podrían dar cumplimiento al CGD 56 (alternativa 3.6.5) debería ser una válvula automática de aislamiento. Sería aceptable una válvula de retención con mecanismo de cierre positivo manual remoto, o una válvula manual remota.
- d) Sistema de inyección a baja presión (LPCI), penetración X-225 A. El titular ha identificado una deficiencia en el aislamiento de la línea de aspiración de la bomba de llenado B-1501-86 (chem-pump). Esta bomba es común a los dos trenes del LPCI y del CS y su función es el llenado de agua de las tuberías manteniendo una presión tal que impida la entrada de aire en las mismas. La modificación de diseño propuesta por el titular (fecha de implantación prevista: recarga de 2009) para garantizar el aislamiento de la línea podría poner en compromiso bajo determinadas circunstancias (aislamiento del lazo C del LPCI) la operabilidad del resto de subsistemas de inyección y rociado. Por este motivo se considera necesario que el titular reanalice la modificación propuesta, antes de su implantación, teniendo también en cuenta los requisitos de la Generic Letter 2008-01 “Managing gas accumulation in ECCS, decay heat removal, and containment spray systems”.
- e) RPV. Instrumentación nuclear transversing incore probe (TIP), caudal y temperatura, penetraciones X-35 A, B, C y D. El titular argumenta que son equivalentes a líneas de instrumentación pero no aporta justificación técnica alguna. El titular no informa sobre el tamaño de estas penetraciones y tampoco hay constancia de que el análisis de la sección 15.6.2 del ES sea aplicable a la rotura de una de estas líneas. El titular debe demostrar que se cumplen los requisitos de la Safety Guide 1.11 para poder considerar estas líneas como de instrumentación, o de lo contrario presentar una propuesta de actuación.

El titular ha dado respuesta al CSN, el 30-1-09 con nº de registro de entrada 40120 mediante la carta de referencia NN/CSN/026/2009, y el 18-3-09 con nº de registro de entrada 40417 mediante la carta de referencia NN/CSN/075/2009.

El CSN ha evaluado los nuevos análisis, justificaciones y modificaciones aportadas por el titular y ha concluido, tanto en lo que se refiere al cumplimiento con los CGD 54, 55 56 y 57 del Apéndice A del 10 CFR 50, como en lo relativo al cumplimiento con el Apéndice J del 10 CFR 50, que las modificaciones propuestas por el titular se consideran aceptables, bien por cumplir con la normativa aplicable, bien por constituir una exención debidamente justificada, con las siguientes excepciones:

-La propuesta de instalar orificios restrictores en el interior de la Contención y dispositivos de aislamiento en el exterior de la misma, para cumplir el CGD 56 en las líneas de instrumentación conectadas a la atmósfera de la Contención, se considera aceptable siempre que se cumplan los requisitos aplicables de la Safety Guide 1.11 “Instrument Lines Penetrating Primary Reactor Containment” de la USNRC, 1971.

-La propuesta de dotar a la válvula CHKV-2301-74, correspondiente a la penetración X-220, de un mecanismo de cierre positivo manual remoto y de dejar la válvula enclavada abierta para evitar un efecto negativo sobre el funcionamiento del Sistema HPCI se considera aceptable, siempre que la válvula se pueda desenclavar fácilmente en condiciones de post-accidente.

-La propuesta de dotar a la válvula CHKV-2301-71, correspondiente a la penetración X-221, de un mecanismo de cierre positivo manual remoto y de dejar la válvula enclavada abierta para evitar un efecto negativo sobre el funcionamiento del Sistema HPCI se considera aceptable, siempre que la válvula se pueda desenclavar fácilmente en condiciones de post-accidente.

-La alternativa propuesta para aplicar las alternativas 3.6.4 (lazo cerrado y válvula exterior a Contención) y 3.6.5 (dos válvulas exteriores a Contención) de la norma ANSI 56.2, que requieren que la válvula de aislamiento exterior más próxima a la Contención se aloje en un “housing” o disponga de capacidad de detección y corte de posibles fugas a través del eje se considera aceptable, siempre que los programas de vigilancia y mantenimiento garanticen que no se produce deterioro o degradación en las empaquetaduras de las válvulas que puedan dar lugar a fugas a través de los ejes.

-La propuesta relativa a las penetraciones X-9A y B será aceptable siempre que las válvulas manuales V-2-44 A y B se doten de capacidad de actuación manual remota.

-En caso de las penetraciones X-37 y X-38 (Sistema CRD) el titular debe demostrar, en un plazo de seis meses, que las conclusiones de la evaluación genérica de la USNRC contenida en el NUREG 0803 son aplicables al sistema de inserción de barras de control de la Central, en lo que se refiera a los requisitos de aislamiento y pruebas de fugas. Si el titular no lo demostrara, deberá presentar una propuesta de cumplimiento con el CGD 55 por parte de estas penetraciones, en un plazo de seis meses. La consideración o no de las válvulas AOV-305-126 y AOV-305-127 como válvulas de aislamiento de la Contención dependerá de la resolución final de este punto abierto.

-La propuesta de realizar pruebas de fugas hidrostáticas a las penetraciones de las líneas de los Sistemas ECCS, que conectan con la Cámara de Supresión por debajo del nivel mínimo se considera aceptable, siempre que el titular presente, en un plazo de doce meses, una propuesta de revisión de las ETFMS en la cual se incluya un Requisito de Vigilancia (RV) en los mismos términos que el contenido en el NUREG 1433, la frecuencia de la prueba se establezca según la Opción B del Apéndice J del 10 CFR 50 y la prueba se realice a $1.1 P_a$.

-La propuesta de realizar la prueba de fugas del MISI en banco de las válvulas RV-8-423 y RV-1001-6, correspondientes a las penetraciones X-24 y X-12, como prueba individual de fugas del Apéndice J del 10 CFR 50 se considera aceptable, siempre que la frecuencia de prueba sea consistente con los requisitos de la Opción B de dicho Apéndice J del 10 CFR 50 y que el sentido de flujo de la prueba sea el de accidente o, de lo contrario, el resultado obtenido sea equivalente o conservador.

Se establece un requisito con relación a las excepciones anteriormente descritas.

En la evaluación también se ha concluido que las modificaciones necesarias para cumplir con los CGD 55, 56 y 57 del Apéndice A del 10 CFR 50 (o alternativas de la norma ANSI 56.2) deberán ser implantadas antes de la finalización de la próxima parada para recarga de combustible (2011) y las modificaciones necesarias para cumplir con el Apéndice J del 10 CFR 50 deberán ser implantadas de forma que las pruebas requeridas puedan realizarse durante dicha próxima parada para recarga. Este plazo se amplía para las modificaciones de las válvulas CHKV-2301-74, CHKV-2301-71 y V-2-44 A y B, mencionadas en párrafos anteriores, que se llevarán a cabo antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2013. Se establece un requisito al respecto.

Por otra parte, con relación a la revisión de los análisis de consecuencias radiológicas del LOCA para valorar las posibles fugas de derivación de la Contención Secundaria y el establecimiento de un nuevo RV en las ETFMS, el titular deberá presentar una propuesta de revisión del Estudio de Seguridad (ES) de las ETFMS en un plazo de doce meses. Se establece un requisito al respecto.

Asimismo, el titular deberá revisar, en un plazo de doce meses, el Apartado 2.2.5 de la documentación anexa a la carta de referencia NN/CSN/233/2007, mediante la cual respondió a la ITC del CSN sobre normativa de aplicación condicionada, de acuerdo con los sucesivos análisis y evaluaciones realizados, así como, presentar, en el mismo plazo, una propuesta de revisión de las Bases de las ETFMS y del Estudio de Seguridad en las cuales se incluyan todas las válvulas de aislamiento de la Contención. Se establece un requisito al respecto. En la revisión del Apartado 2.2.5 de la documentación anexa a la carta de referencia NN/CSN/233/2007 deberá tener en cuenta los criterios siguientes:

- Desde el punto de vista de cumplimiento con los CGD se consideran válvulas de aislamiento automáticas aquellas válvulas que responden a una lógica automática de aislamiento de la Contención (grupos de aislamiento). Las válvulas que son automáticas para el despeño de otras funciones de seguridad, que no son funciones de aislamiento, deben considerarse válvulas de actuación manual remota.

- Cuando una penetración no se somete a prueba de fugas, se debe hacer referencia al criterio normativo que lo justifica en el análisis individual penetración por penetración y en la tabla de penetraciones. Además, en el análisis penetración por penetración se debe incluir una justificación si se produce alguna desviación respecto a la normativa en cuanto a frecuencia, presión, sentido, medio y modo de prueba.

- Cuando el cumplimiento con el CGD se lleva a cabo a través de las alternativas de la norma ANSI 56.2 no se requiere justificación adicional.

RG 1.32 “Criterios para Sistemas de Potencia en Centrales Nucleares”, Revisión 2, 1977 y Revisión 3, 2004.

-Análisis del cumplimiento, tanto con los requisitos de la norma IEEE 308-2001 relativos a la identificación de los componentes y documentos, como con los aspectos relativos al contenido

de las bases de diseño (punto 4.4) y con los aspectos relativos a la documentación que debe mantenerse dentro de la configuración del proyecto (punto 8.1).

El titular ha analizado el cumplimiento de los sistemas eléctricos Clase 1E de la Central con los puntos 4.4 y 8.1 de la norma IEEE 308-2001 y ha concluido que dichos sistemas cumplen con la citada norma y no se requieren acciones al respecto.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable el análisis realizado por el titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

RG 1.75 “Independencia Física de Sistemas Eléctricos”, Revisión 2, 1978 y Revisión 3 de 2005.

-Análisis del cumplimiento por parte de la Central con la norma IEEE-384-1992, orientado hacia la clasificación de las estructuras (canalizaciones, penetraciones eléctricas, conduits, etc.) y cables de la Central ajustada a la IEEE-384-1992 siguiente:

- Estructuras que contienen equipos y circuitos 1E y asociados pertenecientes a la División A

- Estructuras que contienen equipos y circuitos 1E y asociados pertenecientes a la División B

- Estructuras que sólo contienen equipos y circuitos No 1E

Dicho análisis debe consistir en un estudio espacial o genérico, complementado por estudios específicos, y debe apoyarse en la base de datos de cables, la cual permite estudiar la independencia de las estructuras y circuitos de sistemas de seguridad siguiendo el esquema de la IEEE-384-1992.

El estudio espacial o genérico debe ampliar la propuesta del titular mediante el establecimiento de criterios de separación física entre estructuras de División A, División B y aquellas que no contienen equipos y circuitos de División A o B (conforme al Apartado 6 de la IEEE-384-1992), así como, el establecimiento de criterios de separación de cables dentro de las estructuras y el establecimiento de criterios de aislamiento eléctrico y la realización de una clasificación de zonas en función de los riesgos inherentes a las mismas. Las discrepancias que se encuentren en dicho estudio espacial o genérico, y que no se puedan resolver mediante la aplicación de la norma, serán objeto de un estudio específico en el cual se analicen las medidas alternativas posibles (evitación de riesgos inherentes a la zona, adopción de medidas equivalentes a las establecidas en la norma, análisis de potenciales consecuencias derivadas del fallo en modo común de los circuitos no independizados).

Durante la evaluación, el CSN ha llevado a cabo, el 6-8-08, una visita a la Central con objeto de recabar información adicional sobre la propuesta del titular y éste le ha remitido, el 16-9-08 con nº de registro de entrada 18645, mediante la carta de referencia NN/CSN/148/2008, un documento que da respuesta a los puntos planteados durante la citada visita.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular, si bien, se consideran objeto de seguimiento los aspectos siguientes:

-Clarificación, por parte del titular, de la cualificación de los dispositivos de aislamiento eléctrico en el caso de los circuitos clase No 1E alimentados desde circuitos clase 1E y de las conclusiones del estudio de protecciones previsto con relación a las barras C y D de 4,16 kV.

-Información más específica sobre las características de las faltas y la efectividad de la respuesta de los dispositivos de protección actualmente existentes en las cuales se apoya el análisis de faltas múltiples conceptual presentado.

-Establecimiento de una periodicidad de prueba de los interruptores de aislamiento de cargas No 1E en centros de control de motores adaptada a la RG 1.75 apartado C.(1).

-Análisis previsto de cumplimiento con los criterios de separación en lo relativo al cableado interno en los paneles de la Sala de Control.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33. Se establece un requisito al respecto.

RG 1.118 “Pruebas Periódicas de Sistemas de Protección y Potencia Eléctrica”, Revisión 3, 1995.

-Análisis de que se cumple en todos los casos con la Generic Letter 96-01 “Prueba de Circuitos Lógicos Relacionados con la Seguridad” por parte de las nuevas lógicas introducidas, las lógicas modificadas y los procedimientos de prueba modificados desde Enero de 1999.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable el análisis, así como, la propuesta realizados por el titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

RG 1.153 “Criterios para Sistemas de Seguridad”, Revisión 0, 1985 y Revisión 1, 1996

-Corrección por parte del titular de los aspectos que requieren su actuación. Dichos aspectos se refieren a lo siguiente: falta de completitud de la documentación de la instrumentación y control del Sistema de Habitabilidad de la Sala de Control; falta de completitud de las pruebas de vigilancia de la dicha instrumentación, que conlleva la existencia de fallos no detectables como consecuencia de que no todos los equipos están cubiertos por las pruebas; falta de separación física y eléctrica entre componentes cualificados como Clase 1E y componentes no cualificados como Clase 1E.

-Análisis del cumplimiento con la RG 1.153, Rev.1 del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), del Sistema de Aislamiento de la Contención Secundaria y de los aislamientos de la Contención Primaria no contemplados en los grupos de aislamiento actuales.

El CSN ha concluido en su evaluación que considera aceptable la propuesta del titular.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/164, CNSMG/SMG/08/33.

RG 1.189 “Protección Contra Incendios para Centrales Nucleares en Operación”, Revisión 0, 2001.

-El titular deberá llevar a cabo los análisis que se indican a continuación, además de las acciones propuestas por él mismo:

B- Apartados que requieren información adicional

-Apartados 5.5.2, 5.5.2.2 y 5.5.4.3 – Se deberá tener en cuenta dentro de los análisis de fallos en circuitos asociados producidos por un incendio, la generación de señales múltiples espurias simultaneas que puedan ser inducidas por el incendio en dichos circuitos.

El CSN ha concluido en su evaluación que las propuestas del titular relativas a los apartados 5.5.2, 5.5.2.2 y 5.5.4.3 se consideran aceptables, si bien deberá complementarlas analizando, junto con los nuevos trazados propuestos de acuerdo con la RG 1.75, el problema de los circuitos asociados siguiendo una de las dos opciones siguientes:

-Continuar acogido al 10 CFR 50.48, apartados a y b, y rehacer el análisis de riesgos de incendio siguiendo la metodología determinista del capítulo 3 del NEI 00-01, Rev.1 y del RIS 2005-30.

-Acogerse al 10 CFR 50.48, nuevo apartado c, y solicitar un cambio de bases de licencia de modo que toda la actual base de licencia de protección contra incendios (PCI) se sustituya por la NFPA 805 y realizar el análisis de riesgos según dicha NFPA. Para ello el titular puede seguir las directrices de la RG 1.205 y del NEI 04-02 (excepto el capítulo 6).

El CSN considera que el plazo para el análisis, con las modificaciones derivadas implantadas, puede ser el mismo que para realizar los nuevos trazados de cables propuestos de acuerdo con la RG 1.75 (2011 a 2013).

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21. Se establece un requisito al respecto.

-Apartado 5.7.3 – Se deberá analizar la posibilidad de desarrollar procedimientos de reparación de componentes en aquellas áreas en las cuales se puedan perder ambos trenes de parada segura fría, como es el caso del área E 1.2, en la cual por el incendio se pierden las bombas de transferencia de gas-oil comprometiéndose los Generadores Diesel de ambas divisiones.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21.

-Apartados 4.1.3.4 y 4.3.5 – Se deberá realizar un análisis del cumplimiento con el requisito establecido para centrales con Permiso de Explotación anterior a Julio de 1976 relativo a la protección de los cables importantes para la seguridad que no satisfagan la prueba de la llama (IEEE-383) con una imprimación retardante al fuego o con un sistema fijo automático de extinción por agua.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21.

B - Apartados en los que las diferencias encontradas corresponden a características del diseño de las estructuras y sistemas de la central

-Apartado 3.2.1 j – Se deberá analizar la posibilidad de disponer de un suministro de agua sísmico desde un sistema de agua de categoría sísmica 1 a puestos de manguera situados en áreas que contienen equipos requeridos para la parada segura de la central.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable, con las matizaciones siguientes:

-El análisis sísmico de la nueva bomba diesel del sistema de PCI debe llevarse a cabo antes del arranque posterior a la parada para recarga de 2011

-El procedimiento de aislamiento de tramos de tubería del sistema de PCI en caso de sismo se debe sustituir por válvulas con capacidad de actuación remota, pudiendo disponer el titular para ello de plazo hasta el arranque posterior a la parada para recarga de 2011. Hasta que se realice la sustitución se podrá continuar utilizando el mencionado procedimiento.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21. Se establece un requisito al respecto.

-Apartado 4.1.4 – Se deberá analizar el cumplimiento de las compuertas cortafuego instaladas con los requisitos de este apartado.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable, con la matización siguiente:

-El titular completará la propuesta con la instalación, revisión y/o sustitución de las compuertas cortafuego denominadas acciones de mejora en un plazo de seis meses.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21. Se establece un requisito al respecto.

-Apartados 4.2.2 y 7.2 – Se deberá analizar la posibilidad de proteger las estructuras metálicas con material resistente al fuego, en especial el Edificio de Turbina que alberga los Generadores Diesel de ambas divisiones, para evitar que por el colapso de la estructura se puedan ver afectados sistemas redundantes de parada segura post-incendio.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable, con la matización siguiente:

-El titular debe complementar la propuesta con la realización de la protección de la estructura metálica del Edificio de Turbina y sus soportes antes del arranque posterior de la parada para recarga de 2013..

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21. Se establece un requisito al respecto.

C - Apartados en los que se necesita un análisis más detallado para identificar posibles acciones de mejora

-Apartado 4.1.3.3 – Se deberá analizar la adecuación de la extinción manual con los requisitos incluidos en este apartado relativos a la consideración de tales mangueras como extinción principal.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21.

-Apartados 6.2.2 y 6.2.3 – Se deberá analizar la posibilidad de instalar medios de detección de incendios con señalización local y en la Sala de Control en el área de la piscina de combustible irradiado. Se deberá analizar, asimismo, la posibilidad de instalar detección de incendios en las áreas de almacenamiento de residuos y descontaminación.

El CSN ha concluido en su evaluación que la propuesta del titular se considera aceptable.

Las conclusiones de la evaluación han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/08/102, CNSMG/SMG/08/21.

3.4. Evaluación del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento, del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo y del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

3.4.1.-Evaluación del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento

Los criterios de aceptación aplicados en la evaluación del PIEGE han sido los establecidos por el CSN en el documento “Condiciones para la Operación a Largo Plazo”, aprobado en su reunión de 7 de Septiembre de 2005, el cual es consistente con el 10 CFR 54 “License Renewal Rule”, con la Regulatory Guide 1.188 “Standard Format and Content for Applications to Renew Nuclear Power Plant Operating Licenses” y con los NUREG 1800 “Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants” y 1801 “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report” de la USNRC.

En la evaluación se ha llevado a cabo, en primer lugar, una evaluación preliminar, cuyas conclusiones fueron comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización del PIEGE que tenía que presentar en Julio de 2008.

El titular ha presentado una actualización del PIEGE en Julio de 2008, así como, una nueva actualización del PIEGE en Febrero de 2009 y otra en Abril de 2009.

Durante la evaluación se han llevado a cabo numerosas reuniones e inspecciones. Las referencias de las actas correspondientes se han incluido junto con las referencias de los Informes de Evaluación.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización del PIEGE presentada en Abril de 2009.

El objetivo de la evaluación ha sido demostrar que los efectos del envejecimiento están adecuadamente gestionados de forma que las funciones propias de las ESC de la Central serán mantenidas consistentemente con sus bases de diseño durante el periodo de operación a largo plazo.

El proceso seguido en la evaluación ha sido el siguiente:

- Se ha revisado la lista total de las ESC, estando en general de acuerdo con el titular, si bien, como consecuencia de la evaluación se han añadido tres estructuras más.

- Se han seleccionado inicialmente ocho sistemas para ser evaluados.

- La selección final ha sido mayor pues se han evaluado doce sistemas y dos estructuras, en cuanto al proceso de alcance y selección, y once sistemas y dos estructuras, en cuanto al proceso de revisión de la gestión del envejecimiento y a los análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida.

- De forma general, en cada uno de estos sistemas y estructuras se ha analizado:

- El alcance del sistema o estructura. Dado que la definición de la frontera de cada sistema es una tarea laboriosa, su realización en todos los sistemas y estructuras no resultaba posible debido a su elevado número, razón por la cual, la evaluación se ha centrado en los sistemas y estructuras seleccionados.

- Los temas eléctricos han tenido un tratamiento individualizado, ya que su análisis se realiza por zonas y engloba componentes de diferentes subsistemas eléctricos y de instrumentación y control.

- Una vez seleccionados los componentes de un determinado sistema y las estructuras a considerar, se han identificado los mecanismos de degradación asociados a cada componente, en función del material y del ambiente, estableciendo parejas componente/mecanismo de degradación.

- Seguidamente se ha identificado si existe alguna práctica (mantenimiento, programa de vigilancia, inspección, pruebas, etc.) en la Central actualmente que tenga en cuenta el mecanismo de degradación para el componente o estructura en cuestión. Si no es el caso, se ha verificado que el titular ha establecido la revisión de dicha práctica, que se recoge en un Programa de Gestión del Envejecimiento (PGE), mediante una propuesta de mejora de la misma.

- Se ha comprobado explícitamente, para las dos tareas anteriores, identificación de mecanismos y de prácticas existentes, que el titular ha efectuado un análisis cruzado con los requisitos incluidos en el NUREG 1800 “Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants” y en el NUREG 1801 “Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report” de la USNRC y con los diez atributos para los PGE del NEI 95-10 “Industry Guidelines for Implementing Requirements of 10 CFR 54 – License Renewal Rule”, rev. 6, Junio 2005.

- Se ha revisado también que, además de los PGE presentados por el titular se han tenido en cuenta los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida (TLAA, también denominados AEFT) para aquellos componentes o estructuras que lo requieren. La evaluación ha cubierto la verificación de veintidós de los veintiocho (TLAA, también denominados AEFT) definidos por el titular.

- Las deficiencias identificadas durante la evaluación han sido puestas en conocimiento del titular mediante reuniones técnicas e inspecciones y han sido corregidas por el titular, tanto en la ESC en la cual han sido identificadas, como en el resto de sistemas o estructuras igualmente afectados. P.e., las deficiencias detectadas en la revisión de Julio de 2006 del PIEGE con

relación a las estructuras han dado lugar a añadir en la revisión de Julio de 2008 del PIEGE nuevas subestructuras en el alcance no contempladas inicialmente por el titular (bancadas de equipos y muros). Análogamente, las deficiencias identificadas en las revisiones de Julio de 2008 y Febrero de 2009 del PIEGE relativas a componentes del Sistema de Inyección a Alta Presión (HPCI) han dado lugar a la resolución de las mismas deficiencias en otros sistemas adicionales (Vapor Principal –MS- y Sistema de Despresurización Automática -ADS-).

-Los sistemas y estructuras analizados representan la generalidad de los materiales y ambientes existentes en la Central, de modo que los componentes, ambientes y mecanismos de degradación de los sistemas analizados son representativos de esos mismos mecanismos en cualquier otro componente de la Central que esté fabricado con el mismo material y sometido al mismo ambiente. Además, los PGE son aplicables no sólo a los sistemas analizados sino a cualquier otro sistema susceptible de presentar el mecanismo de degradación que cada PGE gestiona.

En la evaluación se ha valorado la definición del alcance del PIEGE y la selección de las ESC incluidas en el mismo, la gestión del envejecimiento de las ESC incluidas en el PIEGE, la adecuación de los programas de gestión del envejecimiento, la validez de los análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida y la adecuación de las propuestas de modificación del ES y de las ETFMS de la Central.

-Alcance y Selección del Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento. Metodología y ESC incluidos

La evaluación se ha centrado tanto en los aspectos generales de la metodología aplicada por el titular para establecer el alcance y la selección del PIEGE como en la aplicación concreta de dicha metodología a diversas ESC de la Central.

Las conclusiones de la evaluación preliminar de los aspectos generales de la metodología aplicada por el titular para establecer el alcance y la selección del PIEGE han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización del PIEGE que tenía que presentar en Julio de 2008.

El titular ha presentado una actualización del PIEGE en Julio de 2008, así como, una nueva actualización del PIEGE en Febrero de 2009 y otra en Abril de 2009.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización del PIEGE presentada en Abril de 2009 y en ella se ha concluido que las cuestiones planteadas por el CSN han sido resueltas adecuadamente.

En lo que se refiere a la aplicación concreta de la metodología a ESC de la Central, la evaluación se ha centrado en la Contención Primaria (CP), el Edificio del Reactor (ED-RX), el Sistema de Recirculación (RECIR), la Vasija del Reactor e Internos (RX), el Sistema de Vapor Principal (MS), el Sistema de Inyección de Refrigerante a Alta Presión (HPCI), el Sistema de Agua de Servicios (SW), los Sistemas Eléctricos y de Instrumentación y Control, el Sistema de Protección Contra Incendios (PCI) y los Sistemas de Ventilación.

Las conclusiones de la evaluación preliminar de la aplicación concreta de la metodología a ESC de la Central han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización del PIEGE que tenía que presentar en Julio de 2008.

El titular ha presentado una actualización del PIEGE en Julio de 2008, así como, una nueva actualización del PIEGE en Febrero de 2009 y otra en Abril de 2009.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización del PIEGE presentada en Abril de 2009 y en ella se ha concluido que las cuestiones planteadas por el CSN han sido resueltas adecuadamente.

-Estudios de Gestión y Análisis del Envejecimiento

En lo que se refiere a la gestión del envejecimiento de las ESC incluidas en el PIEGE, a la adecuación de los programas de gestión del envejecimiento y a la validez de los análisis realizados con hipótesis de vida de diseño definida relativos a dichas ESC, la evaluación se ha centrado en la Contención Primaria (CP), el Edificio del Reactor (ED-RX), el Sistema de Recirculación (RECIR), la Vasija del Reactor e Internos (RX), el Sistema de Inyección de Refrigerante a Alta Presión (HPCI), el Sistema de Agua de Servicios (SW), los Sistemas Eléctricos y de Instrumentación y Control y los Sistemas de Ventilación.

Las conclusiones de la evaluación preliminar han sido comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización del PIEGE que tenía que presentar en Julio de 2008.

El titular ha presentado una actualización del PIEGE en Julio de 2008, así como, una nueva actualización del PIEGE en Febrero de 2009 y otra en Abril de 2009.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización del PIEGE presentada en Abril de 2009 y en ella se ha concluido que las cuestiones planteadas por el CSN han sido resueltas adecuadamente.

-Propuesta de Suplemento al Estudio de Seguridad

En la evaluación se ha comprobado que la revisión del PIEGE presentada en Abril de 2009 (revisión 4), la cual ha sido considerada aceptable, ha sido adecuadamente reflejada en la revisión de la propuesta de suplemento al Estudio de Seguridad presentada, asimismo, en Abril de 2009 (revisión 4).

-Propuesta de Revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas

El único cambio que se propone en las ETFM, a resultados del PIEGE y de acuerdo con los requisitos del 10CFR54.22, es la inclusión de nuevos límites térmicos de operación (curvas presión temperatura) de la vasija del reactor. Esta propuesta se ha evaluado y concluido que cumple todos los requisitos del 10CFR50 Apéndice G, por lo que la propuesta se ha considerado aceptable.

3.4.2.-Evaluación del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo

En la evaluación se ha llevado a cabo, en primer lugar, una evaluación preliminar, cuyas conclusiones fueron comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la documentación que tenía que presentar en Julio de 2008. Posteriormente se ha llevado a cabo una evaluación final sobre la actualización de la documentación presentada en Julio de 2008.

En la evaluación se ha valorado si el estudio presentado satisface su objetivo consistente en analizar la posible existencia de efectos acumulativos en el impacto radiológico sobre el entorno de la Central asociados a la operación a largo plazo de la misma.

La evaluación preliminar se ha centrado en la adecuación de la estructura y del contenido del documento presentado por el titular para valorar el impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo.

En la evaluación preliminar se ha concluido que la estructura y el contenido del documento presentado no eran los más adecuados y se ha considerado que el documento debía denominarse “Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo de la C.N. Santa María de Garoña” (en lugar de “Estudio Analítico Radiológico”), así como, que debía contener una estimación de las dosis anuales a la población durante el periodo de operación a largo plazo debidas a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos y que debía diferenciar los aspectos de la propia Central o de su entorno que son susceptibles de cambiar en los diez años para los que se solicita la renovación de la Autorización y los aspectos que previsiblemente no van a cambiar durante los mismos. Para los segundos bastaría con indicar el documento o documentos vigentes que los contienen y los primeros se deberían desarrollar en el propio documento.

Los aspectos de la propia Central o de su entorno que se ha considerado que son susceptibles de cambiar en los diez años para los que se solicita la renovación de la Autorización son los siguientes:

- La demografía en el entorno de la Central.
- Las Instituciones Públicas (escuelas, hospitales, etc.) en el entorno de la Central.
- La difusión atmosférica en el entorno de la Central.
- El censo ganadero en el entorno de la Central.
- La producción agrícola en el entorno de la Central.
- La producción ganadera en el entorno de la Central.
- La producción pesquera en el entorno de la Central.
- Las descargas de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos y el cálculo de la dosis a la población.

Los aspectos que se ha considerado que previsiblemente no van a cambiar en los diez años para los que se solicita la renovación de la Autorización son los siguientes:

- La descripción de la Central.
- La descripción de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos líquidos.
- La descripción de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos gaseosos.
- La descripción de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos sólidos.
- El control de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- La descripción geográfica y topográfica del entorno de la Central.
- La descripción de la climatología del entorno de la Central.
- La descripción de la geología y de la sismología del entorno de la Central.
- La descripción de la hidrología del entorno de la Central.
- La descripción de la dilución en el embalse de Sobrón.
- Los hábitos alimentarios de la población en el entorno de la Central.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la documentación presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que el Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo se considera aceptable para analizar la posible existencia de efectos acumulativos en el impacto radiológico sobre el entorno de la Central asociados a la operación a largo plazo de la misma, así como, que dicho impacto radiológico se mantiene en valores muy alejados de los límites reglamentarios. No obstante, el titular debe mejorar una serie de aspectos del documento en una próxima revisión del mismo. Dichos aspectos son los siguientes:

-Se debe eliminar en todo el documento las referencias a la revisión 2 del Estudio Analítico Radiológico, puesto que éste ha sido reemplazando por el Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo. Se deben referenciar únicamente los documentos origen de la información tales como el Estudio de Seguridad, el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE) o el Estudio Analítico Radiológico inicial.

-Se debe incluir en el documento un resumen del contenido que inicialmente figuraba en los apartados de hidrogeología:

- La localización y capacidad de los embalses existentes en la zona próxima a la central.
- La identificación de las aportaciones de otros cauces al río Ebro.

-Se debe revisar y unificar el dato de la elevación mínima del valle, junto al río Ebro en el extremo este, incluido en el apartado de geología y sismología regionales, con el incluido en el apartado de ubicación, descripción y topografía del emplazamiento.

-Se debe modificar el título del apartado denominado “Control de efluentes” para que se ajuste al contenido del mismo, ya que en él únicamente se describen las vías de emisión al exterior de los efluentes y los aportes a las mismas. En dicho apartado se hará referencia al MCDE del cual se ha extraído la información del mismo.

-Se debe modificar la tabla 1.2.1.-5 para incluir los valores de la tasa de inhalación para los tres grupos de edad de ICRP-71 que son los que se utilizan en los cálculos de dosis realistas y los que vienen indicados en el MCDE de la instalación.

-Se debe rectificar el consumo máximo de caza correspondiente al niño en la provincia de Burgos que es 6 Kg/a y no 16 Kg/a como se indica.

-Se debe sustituir en la tabla 1.2.1.-6 la referencia a la tabla 1.2.1.-3 por otra a la tabla 1.2.1.-4.

-Se debe incluir la descripción geográfica de la cuenca del río Ebro en el apartado de hidrología en lugar de incluirla en el apartado de usos de la tierra y el agua y producción agropecuaria.

-Se debe clarificar la redacción del apartado denominado “Usos de la tierra y el agua. Producción agropecuaria” en el que se relaciona la excelencia de la avena como cereal para el ganado (por su alto contenido en proteínas), con el abandono de dicho cultivo por parte de los agricultores.

-Se debe aclarar en el texto si a la hora de estimar la producción de leche procedente de ganado vacuno y la procedente de ganado ovino y caprino se han tendido en cuenta los porcentajes de este tipo de ganado que se dedica a la producción de leche y el que se dedica a la producción de carne.

-Se debe exponer en el Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo como intervienen los estudios de tendencias de las producciones agrícola-ganaderas y las previsiones realizadas para los próximos diez años en el cálculo conservador de dicho impacto radiológico.

-Se debe modificar la redacción del primer párrafo del apartado en el que se describe la dispersión atmosférica de forma que se incluya cuál es el objetivo del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo.

-Se debe indicar explícitamente en el Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo que los X/Q y D/Q utilizados en los cálculos son suficientemente representativos y conservadores para poder utilizarlos en el cálculo de dosis a largo plazo, dado que no son probables variaciones significativas en las condiciones atmosféricas, base de los cálculos de la dispersión atmosférica.

-Se debe identificar en el Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo la distancia y el sector a los que corresponde los X/Q y D/Q utilizados en el cálculo de las dosis.

-Se debe incluir en la próxima revisión del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo los cálculos de dosis revisados teniendo en cuenta los isotópicos consensuados con el titular en el contexto del estudio epidemiológico de todas las centrales, las tasas de inhalación de ICRP-71 y el consumo de caza máximo correspondiente al niño en la provincia de Burgos (6 Kg/a).

-Se debe incluir en la próxima revisión del Estudio del Impacto Radiológico Asociado a la Operación a Largo Plazo un análisis de la influencia que la aplicación de la recomendación 2004/2/EURATOM, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos vertidos al medioambiente por las centrales nucleares, puede tener en la estimación del impacto radiológico asociado al largo plazo, a la vista de los datos disponibles actualmente.

-Se debe incluir entre las conclusiones del estudio la vigilancia de las concentraciones de C-14 en las muestras del PVRA de la Central o, en su caso, aportar las razones que justifican que no es necesaria la inclusión de dichas medidas.

-Se debe terminar de elaborar la información desprendida del estudio sobre las dosis recibidas en cada uno de los 160 trapecios circulares en que dividen el área de estudio para tres de las vías de exposición que se muestrean en el PVRA y determinar si se justifica o no la introducción de modificaciones en el PVRA a desarrollar en las sucesivas campañas y concretar, en su caso, las necesarias modificaciones en el capítulo de conclusiones.

Las conclusiones de la evaluación final han sido comunicadas a NUCLENOR mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/09/34, CNSMG/SMG/09/10. Se establece un requisito al respecto.

3.4.3.-Evaluación del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

En la evaluación se ha llevado a cabo, en primer lugar, una evaluación preliminar, cuyas conclusiones fueron comunicadas al titular para que las tuviese en cuenta al elaborar la actualización de la documentación que tenía que presentar en Julio de 2008. Posteriormente se ha llevado a cabo una evaluación final sobre la actualización de la documentación presentada en Julio de 2008.

En la evaluación se ha analizado si el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos presentado satisface su objetivo consistente en la identificación de todas las corrientes de residuos radiactivos sólidos generados en la Central orientada a la agilización de su acondicionamiento, así como, en el análisis de las posibles necesidades adicionales de acondicionamiento o de almacenamiento asociadas a la operación a largo plazo de la misma.

Por otra parte, en la evaluación también se ha valorado el cumplimiento del Plan de Gestión de Residuos con la Guía de Seguridad del CSN 9.3 “Contenido y Criterios para la Elaboración de los Planes de Gestión de Residuos de las Instalaciones Nucleares” emitida por el CSN en 2008.

En lo que se refiere al almacenamiento del combustible irradiado, el titular dispone de capacidad de almacenamiento en piscina autorizada por Resolución del 31 de Marzo de 1998 del Ministerio de Industria y Energía hasta la parada para recarga de 2015 inclusive y ha justificado la viabilidad de disponer de capacidad de almacenamiento de combustible irradiado desde esa fecha hasta el fin del periodo para el cual ha solicitado la renovación de la Autorización de Explotación.

La evaluación preliminar se ha centrado en la información que debe incluir el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos que resulta necesaria para valorar la idoneidad del mismo.

En la evaluación preliminar se ha identificado la necesidad de que el titular incorpore en el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos los aspectos relativos a los Residuos Radiactivos Sólidos de Baja y Media Actividad (RBMA) siguientes:

-Ampliación de la información contenida en las fichas contenidas en el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos correspondientes a las corrientes de residuos siguientes:

- Resinas
- Concentrados
- Lodos
- Barros de filtros
- Residuos compactables y residuos no compactables
- Bultos de 480 l de filtros
- Residuos especiales

-Justificación existente para la clasificación de las dependencias siguientes como Zona de Residuos Convencionales (ZRC):

- E1.12.00 – Almacenes (barracones C1 y C2)
- E1.12.01 – Barracones 3 y 4
- E1.12.02 – Recinto transitorio de casetas y barracones
- E1.33.00 – Almacenes (barracones del C3 al C7)
- E1.33.01 – Almacenes (barracones del C8 al C11)

-Actualización y mejora de la descripción de la línea de actuación propuesta para algunas corrientes de residuos.

-Elaboración de un procedimiento sobre el control del inventario, el registro de los materiales residuales y las condiciones de almacenamiento en el Almacén Temporal de Residuos (ATR).

En la evaluación preliminar se ha identificado, asimismo, la necesidad de que el titular incorpore en el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos los aspectos relativos al combustible irradiado y los residuos radiactivos de alta actividad siguientes:

-La descripción de la situación existente en la Central en materia de generación y gestión del combustible gastado.

-Descripción del combustible gastado generado

-Indicación de las modalidades de gestión de combustible gastado implantadas en la instalación y descripción de las instalaciones de almacenamiento temporal (haciendo referencia a los documentos oficiales de explotación de la Central en los que figura la información referida)

-El esquema básico de la gestión del almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, actualmente en la piscina de combustible.

-El programa de vigilancia y los resultados de las inspecciones realizadas al combustible gastado y las actuaciones de gestión sobre el combustible dañado, en su caso, incluyendo el listado de los procedimientos aplicables.

-Los programas asociados a la vigilancia realizada a la piscina de almacenamiento y documentos de explotación aplicables referidos a dicha vigilancia.

-Los estudios realizados o previstos de caracterización del combustible gastado ligados a las etapas de gestión posteriores.

-Las actividades coordinadas con el gestor del combustible gastado para planificar las etapas posteriores de la gestión, las cuales deberán quedar definidas y ser coherentes con el principio de interdependencia de las etapas de gestión y de responsabilidad en la organización y formación en materia de gestión de residuos radiactivos.

La evaluación final ha sido llevada a cabo sobre la mencionada actualización de la documentación presentada en Julio de 2008 y en ella se ha concluido que el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos se considera aceptable, si bien, el titular debía mejorar una serie de aspectos del documento antes de emitir el informe técnico favorable previo a su aprobación. Dichos aspectos son los siguientes:

-Se debe estudiar y proponer una vía para la gestión de los diez bidones de residuos secundarios del tratamiento del aceite para su desclasificación y de los tres bidones de turco (disolvente decapante) existentes en la Central.

-Se debe reconsiderar, y en su caso justificar, su previsión de diferir la gestión de los residuos de chatarra metálica almacenados en el Edificio de Almacenamiento de Material Usado (EAMU) hasta el final de la operación de la Central y de que dichos residuos no sean gestionados de forma análoga al resto de los residuos metálicos que se encuentran en el Almacenamiento Transitorio de Residuos (ATR).

-Los residuos de chatarra metálica almacenados en el Edificio de Almacenamiento de Material Usado (EAMU) y los residuos de chatarra metálica deberán formar parte de una misma ficha, que expondrá las singularidades de los componentes almacenados (elementos de gran tamaño, material activado, equipos sin desmontar, etc).

-El Plan de Gestión de Residuos Radiactivos debe reflejar como línea de actuación futura relativa a la chatarra metálica, la necesidad de un proceso de recuperación, identificación, caracterización y definición de vías de gestión adecuadas para los materiales residuales no embidonados almacenados en las fosas F, G y H del Almacenamiento Transitorio de Residuos (ATR).

-Se debe incluir en el apartado 3.2.3.1 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos la información relativa a la vigilancia de los parámetros químicos de la piscina de combustible irradiado.

Las conclusiones de la evaluación final han sido comunicadas a NUCLENOR mediante las cartas de referencia CSN/C/DSN/09/7, CNSMG/SMG/09/2 y CSN/C/DSN/09/25, CNSMG/SMG/09/8.

En respuesta, el titular ha presentado en Febrero de 2009 una revisión de la propuesta de Plan de Gestión de Residuos (propuesta de revisión 4 C) que ha sido encontrada aceptable por los técnicos del CSN para informar favorablemente su aprobación. Dicha respuesta resuelve las cuestiones surgidas de la evaluación en los términos siguientes:

-En lo relativo a los diez bidones de residuos secundarios procedentes del tratamiento del aceite para su desclasificación, se llevará a cabo una separación física del aceite de los barros. El aceite pasará formar parte del proyecto de desclasificación y los barros se llevarán a sequedad y se acondicionarán en bultos de 220 litros con pared de hormigón de 5 cm. o en bultos de mayor volumen inmovilizados.

-En lo referente a los tres bidones de turco (disolvente decapante), se gestionarán mediante evaporación natural y los sólidos residuales obtenidos se tratarán como material residual de relleno de los bultos metálicos.

-Se ha unificado la gestión de la chatarra metálica almacenada en el Edificio de Almacenamiento de Material Usado (EAMU) y la gestión de la chatarra almacenada en el Almacenamiento Transitorio de Residuos (ATR) y se ha incluido la previsión de un proceso de recuperación, caracterización, acondicionamiento y desclasificación para las mismas.

-Se ha incluido en el apartado 3.2.3.1 del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos la información relativa a la vigilancia de los parámetros químicos de la piscina de combustible irradiado.

3.5. Modificaciones

La aprobación solicitada o las implicaciones asociadas a la misma suponen:

- Modificación del impacto radiológico de los trabajadores: NO
- Modificación física: SI

Se han realizado y se van a realizar las modificaciones de diseño descritas en los diferentes apartados de la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

- Modificación de Bases de diseño / Análisis de accidentes / Bases de licencia: SI

Se modifican las Bases de Diseño de las ESC sobre las cuales se han realizado o se van a realizar las modificaciones de diseño descritas en la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

Se modifican las Bases de licencia de la Central como consecuencia de la operación a largo plazo y del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada.

3.6. Discrepancias respecto de lo solicitado:

Se propone informar favorablemente la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación presentada por el titular, si bien, se propone asociar a la misma los límites y condiciones, así como, las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo I y en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico.

Dichos límites y condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias proceden de las evaluaciones expuestas en los apartados anteriores de la presente Propuesta de Dictamen Técnico. En la integración global de todos los requisitos a exigir al titular en los límites y condiciones de la autorización y en las Instrucciones Técnicas Complementarias del CSN, se han introducido algunas matizaciones en los textos o modificaciones de los plazos respecto a su formulación inicial en las conclusiones de las evaluaciones parciales.

En la propuesta de límites y condiciones asociados a la Autorización de Explotación se ha tenido en cuenta, así mismo, la existencia del nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Real Decreto 35/2008, de 18 de Enero) y de las Instrucciones de Seguridad del CSN siguientes:

- Instrucción de Seguridad IS-02, rev. 1, del 1 de Septiembre de 2004, por la que se regula la documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares
- Instrucción de Seguridad IS-11, del 21 de Febrero de 2007, sobre licencias de personal de operación en centrales nucleares
- Instrucción de Seguridad IS-12, del 28 de Febrero de 2007, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares
- Instrucción de Seguridad IS-15, del 31 de Octubre de 2007, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares
- Instrucción de Seguridad IS-21, del 28 de Enero de 2009, sobre requisitos aplicables a modificaciones de diseño en centrales nucleares

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1. Aceptación de lo solicitado:

Se propone informar favorablemente la renovación de la Autorización de Explotación solicitada y asociar a la misma los límites y condiciones, así como, las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo I y en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico, según se indica en el apartado 3.7 de la misma.

4.2. Requerimientos del CSN:

Se propone asociar a la nueva Autorización de Explotación los límites y condiciones, así como, las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el Anexo I y en el Anexo II a la presente Propuesta de Dictamen Técnico, según se indica en el apartado 3.7 de la misma.

4.3. Compromisos del Titular:

El titular ha presentado diversas propuestas que deberá llevar a cabo en cumplimiento con las condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias establecidas por el CSN.