INDICE

1. IDENTIFICACION 5

1.1. Solicitante 5

1.2. Asunto 5

1.3. Documentos aportados por el solicitante 5

1.4. Documentos de licencia afectados 6

2. DESCRIPCION Y OBJETO DE LA SOLICITUD 7

2.1. Razones, descripción y antecedentes de la solicitud 7

2.2. Descripción de la Revisión Periódica de la Seguridad 7

2.2.1. Experiencia Operativa 7

2.2.1.1. Experiencia Operativa Propia 7

2.2.1.2. Experiencia Operativa Ajena 9

2.2.2. Experiencia Relativa al Impacto Radiológico 11

2.2.2.1. Dosis ocupacional (trabajadores profesionalmente expuestos) 11

2.2.2.2. Vertidos y dosis al público 12

2.2.2.3. Residuos Radiactivos Sólidos 13

2.2.2.4. Vigilancia Radiológica Ambiental 14

2.2.3. Análisis de cumplimiento de la normativa de licencia y de nueva normativa 14

2.2.3.1. Reglamentación Nacional e Internacional 15

2.2.3.2. Normativa del País de Origen del Proyecto 16

2.2.3.3. Normativa solicitada por el CSN 17

2.2.4. Comportamiento de Equipos 17

2.2.4.1. Requisitos de Vigilancia (RV) de las ETFs 17

2.2.4.2. Programa de Inspección en Servicio 18

2.2.4.3. Calificación de Equipos 19
2.2.4.4. Gestión de Vida 20
2.2.4.5. Regla de Mantenimiento 22

2.2.5. Modificaciones de la Instalación 22
2.2.6. Modificaciones de la Instalación 24
2.2.7 Programas de Evaluación y Mejora de la Seguridad 25

2.3. Descripción del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC 28

2.4. Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad (PAMGS). Descripción y resultados 37

2.4.1.- Antecedentes 37
2.4.2.- Desarrollo del PMAGS 38
2.4.3.- Descripción del Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad (PAMGS) 40
2.4.4 Mecanismo de supervisión del PAMGS: evaluaciones de la cultura de seguridad 44
2.4.5 Proceso de verificación de la efectividad del PAMGS 44
2.4.6 Verificación externa de la organización y de la gestión de la explotación de la central por el OIEA 46

3. EVALUACION 48

3.1. Resultados de la aplicación en CN Vandellós 2 del sistema de supervisión del CSN 49

3.1.1 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales 49
3.1.2 Análisis de cumplimiento de la normativa de protección contraincendios y del criterio general de diseño nº 52
3.2. Evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad…….. 56

3.2.1. Experiencia Operativa 57
3.2.1.1. Experiencia Operativa Propia 57
3.2.1.2. Experiencia Operativa Ajena 58

3.2.2. Experiencia Relativa al Impacto Radiológico 59
3.2.2.1. Dosis Ocupacional 59

3.2.2.2. Vertidos y Dosis al Público 60
3.2.2.3 Residuos Radiactivos 60
3.2.2.4. Vigilancia Radiológica Ambiental 61

3.2.3. Análisis de cumplimiento de la normativa de licencia y de nueva normativa 63
3.2.3.1. Normativa nacional, normativa internacional, normativa del país de origen del proyecto y normativa solicitada por el CSN 63
3.2.3.2 Normativa del país de origen del proyecto…… 64

3.2.4 Análisis de comportamiento de Equipos 68
3.2.4.1. Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento 68
3.2.4.2. Programa de Inspección en Servicio 68
3.2.4.3. Calificación de Equipos 71
3.2.4.4. Gestión de Vida 73
3.2.4.5. Regla de Mantenimiento 76

3.2.5. Análisis de modificaciones de la Instalación 78
3.2.6. Análisis Probabilista de Seguridad (APS) 79
3.2.7. Programas de Evaluación y Mejora de la Seguridad 87
3.2.8 Otros planes de mejora de la seguridad 90
3.2.9 Control de la Configuración 96

3.3. Evaluación del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada 96

3.4 Evaluación de otra normativa no incluida en la ITC de la Normativa de Aplicación Condicionada 110

3.5. Evaluación del Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad (PAMGS) 114
3.5.1.- Plan de supervisión del CSN 114
3.5.2.-Evaluación informe de cierre del PAMGS: Evaluaciones externas de cultura de seguridad, Misión OSART y Verificación de la efectividad de las acciones de organizativas y de gestión del PAMGS 115
3.5.3.-Autorización de las modificaciones de los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardáis tecnológicas 118
3.5.4.-Identificación y corrección de las causas raíz y factores contribuyentes identificados durante la gestión de las modificaciones de diseño de la refrigeración de salvaguardias 118

3.6. Modificaciones **121**

3.7. Hallazgos **121**

3.8. Discrepancias respecto de lo solicitado **121**

4. CONCLUSIONES Y ACCIONES **123**

4.1. Aceptación de lo solicitado **122**

4.2. Requerimientos del CSN **123**

4.3. Recomendaciones del CSN **124**

4.4. Compromisos del titular **124**

4.5. Hallazgos **124**

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. Evaluación del Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad

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

ANEXO II. Carta a CN Vandellós II sobre las Instrucciones Técnicas Complementarias

ANEXO III. Referencias de los informes de evaluación

PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO SOBRE LA RENOVACION DE LA AUTORIZACION DE EXPLOTACION DE LA CN VANDELLÓS II

1. IDENTIFICACIÓN

1.1. Solicitante

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

1.2. Asunto

Solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la CN Vandellós II

1.3. Documentos aportados por el solicitante

La solicitud de renovación de la Autorización de Explotación de la C.N Vandellós II, presentada por el titular ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITC) y remitida por éste al CSN el día 27 de julio de 2009 (registro de entrada en el CSN n° 16391), acompañada por la siguiente documentación en apoyo de la solicitud:

- Relación de la última revisión aprobada de los diferentes documentos oficiales de explotación que incorpora la autorización de explotación.

- Una Revisión Periódica de la Seguridad (en adelante RPS) de acuerdo con la Guía de Seguridad del CSN 1.10 "RPS de centrales nucleares".

- Un análisis de envejecimiento experimentado por las estructuras, sistemas y componentes (en adelante ESC) de la central, incluido en el apartado 3.3.5 de la RPS.

- Un análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el período de vigencia de la autorización de explotación en vigor, incluido en el apartado 3.3.1 de la RPS.

- La revisión 4 del Estudio Probabilista de Seguridad (en adelante APS) de Nivel 1.

En relación con los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), el CSN recibió procedente de la Dirección General de Política energética y Minas (DGPEM) del MITC, los siguientes documentos:

- APS Nivel 2, revisión 1, recibido el 28 de diciembre de 2009 (registro de entrada en el CSN n° 22998).

- IPEEE Sísmico sucesos externos, revisión 2, recibido en el CSN con fecha 12 de marzo de 2010 (registro de entrada en el CSN n° 4073).

- APS otros sucesos externos, revisión 2, recibido en el CSN con fecha 8 de abril de 2010 (registro de entrada en el CSN n° 6465).

- APS de sucesos internos en otros modos de operación, revisión 1, recibido en el CSN con fecha 3 de marzo de 2010 (registro de entrada en el CSN n° 3228).

- APS de Inundaciones internas, revisión 1, recibido el 9 de junio de 2010 (registro de entrada en el CSN n° 10364).

- APS de Incendios, revisión 1, recibido el 16 de junio de 2010 (registro de entrada en el CSN n° 41275).

Por otra parte, en relación con la RPS, el titular envió directamente al CSN los siguientes documentos:

- CNV-L-CSN-5197– Modificaciones de diseño no informadas durante el 2º período de la RPS, recibida en el CSN el 19 de junio de 2009 (nº de Registro 40992).

- CNV-L-CSN-5093 –Remisión de la revisión 0 del Plan de Gestión de vida, recibida en el CSN el 11 de diciembre de 2009 (nº de Registro 41860).

- CNV-L-CSN-5224–Remisión de la revisión 1 del Plan de Gestión de Vida, recibida en el CSN el 16 de febrero de 2010 (nº de Registro 40254).

Asociada a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación presentada, el titular ha remitido directamente al CSN la siguiente documentación relativa a la respuesta a la Instrucción Técnica Complementaria ITC- CNVA2/VA2/SG/09/01 sobre Normativa de Aplicación Condicionada (en adelante NAC):

- Carta CNV-L-CSN-5156 – Análisis de cumplimiento de la ITC de la NAC, recibida en el CSN el 1 de octubre de 2009 (nº de Registro 41486).

- Carta CNV-L-CSN-5162– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.118 sobre pruebas periódicas de sistemas eléctricos y de sistema de protección, dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida en el CSN el 14 de octubre de 2009 (nº de Registro 41542).

- Carta CNV-L-CSN-5197– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.153 revisión 1 sobre criterios de protección de sistemas de seguridad de centrales nucleares, dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida el 29 de diciembre de 2009 (nº de registro 23081).

- Carta CNV-L-CSN-5213– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.105 revisión 3 sobre puntos de tarado de instrumentación de seguridad, dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida el 3 de febrero de 2010 (nº de registro 40120).

- Carta CNV-L-CSN-5232– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.76 revisión 1 "Design-basis tornado and tornado missiles for nuclear power plants", dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida el 23 de febrero de 2010 (nº de registro 40322).

Con relación al Plan de Acción de Mejora de la Seguridad, el titular remitió la carta de referencia CNV-L-CSN-5250, acompañada del informe de cierre del PAMGS de referencia OdP-10-02-revisión 1 de febrero de 2010, recibida en el CSN el 23 marzo de 2010 (nº de registro 40605).

1.4. Documentos de licencia afectados

No se han identificado documentos de licencia que precisen aprobación oficial o apreciación favorable del CSN como consecuencia de la renovación.

2. DESCRIPCIÓN Y OBJETO DE LA SOLICITUD

2.1.-Razones, descripción y antecedentes de la solicitud

La Autorización de Explotación vigente de la Central Nuclear Vandellós II, concedida mediante Orden del Ministerio de Economía de 14 de Julio de 2000 (B.O.E. num.192 de 11/08/2000), que entró en vigor el 26 de julio del mismo año, por un período de validez de diez años, en su disposición 2.b señala que la solicitud de renovación de la misma, a presentar un año antes de su expiración, debe acompañarse, entre otros documentos, de una "Revisión Periódica de la Seguridad de la central de acuerdo con lo que se especifique en las instrucciones complementarias que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear".

De acuerdo con lo anterior, el titular de CN Vandellós II ha solicitado la renovación de la autorización de explotación por un período de diez años, el 20 de julio de 2009, con un año de antelación a la fecha de expiración de la autorización de explotación vigente.

El titular ha presentado en apoyo de la solicitud la documentación establecida en la disposición 2 de la Autorización de Explotación vigente, cuyo contenido, en lo referente a la RPS, se ajusta a lo indicado en la Guía de Seguridad del CSN 1.10 "Revisiones Periódicas de la Seguridad de las Centrales Nucleares", revisión 1 de septiembre de 2008.

Considerando que se requiere la Revisión Periódica de Seguridad cada 10 años, que la anterior RPS abarcó hasta el 31 de diciembre de 1998, y que se requiere su presentación, al menos un año antes de finalizar la autorización de explotación en vigor, la revisión se realiza para el período comprendido entre el 1 de enero de 1999 y el 31 de diciembre de 2008.

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 enero 1999 hasta el 31 diciembre 2008.

2.2.1-Experiencia Operativa

2.2.1.1.-Experiencia Operativa Interna

Alcance del análisis del titular

La RPS se ha centrado en los Sucesos Notificables, en los Sucesos Propios No Notificables y en las Incidencias Menores. Dentro de los Sucesos Propios Notificables se distingue entre paradas instantáneas del reactor (PI) y paradas no programadas (PNP). En febrero de 2006 se decidió eliminar el grupo de Sucesos Propios No Notificables e incluirlos a partir de entonces dentro de Incidencias Menores...

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

En el periodo evaluado, el titular ha analizado un total de 281 sucesos: 93 Sucesos Propios Notificables, 87 Sucesos Propios No Notificables y 97 Incidencias Menores (aunque se han producido 898 Incidencias Menores, en la RPS sólo se han contabilizado aquellas para las cuales se ha realizado un análisis de causa raíz (101), ya que son las que se consideran significativas). Dentro de los 93 Sucesos Propios Notificables, 7 son paradas instantáneas del reactor y 14 son paradas no programadas.

Resultados del análisis de tendencias de los sucesos

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, así como de las acciones establecidas para su resolución. También se han clasificado las diferentes causas identificadas que han originado los sucesos notificables, según sean causas directas o factores causales, con el fin de identificar tendencias en el período.

Se ha observado una cantidad mayor de sucesos notificables en dos momentos concretos del período. El primero, en el año 1999, corresponde al principio del período debido a la ocurrencia de cuatro pérdidas de suministro exterior y a la detección de cuatro errores documentales en la documentación aportada por ENUSA. El segundo (año 2006) corresponde al año de implantación de la nueva normativa de notificación (IS-10) y al año posterior (año 2007), donde se modificaron los criterios de notificaciones al Consejo de Seguridad Nuclear. El número total de sucesos fue de 93; y actualmente se puede observar una tendencia a la reducción de los sucesos notificables situándose en unos valores parecidos a la media del período (alrededor de 9 sucesos anuales).

La tendencia del número anual de paradas automáticas del reactor que han originado sucesos notifcables es también decreciente a lo largo del período analizado.

En cuanto al resto de sucesos (sucesos no notificables e incidencias menores), el titular también ha realizado análisis de tendencias con similar alcance y contenido al realizado para los sucesos notificables. En estos análisis se destaca un aumento considerable en el número de incidentes evaluados. Las razones que han influido en este aumento han sido, por una

parte, la inclusión de nuevos tipos de incidentes en el proceso de evaluación de la Experiencia Operativa Propia y, por otra, el fuerte impulso a la notificación por parte de la Dirección y las nuevas herramientas informáticas de gestión del proceso. El balance del período analizado es de 87 sucesos no notificables y de 97 incidencias menores.

Resultados del análisis de acciones correctoras

Respecto de las acciones correctoras en el caso de Sucesos Propios Notificables, el aumento de acciones correctoras en los últimos años del periodo evaluado se debe, entre otras cosas, a la entrada en funcionamiento del programa de gestión de acciones correctivas (GesPac), lo que provocó que se emitieran nuevas acciones correctivas correspondientes a la realización de ISN y los Análisis de Causa Raíz (ACR) correspondientes.

En relación a los Sucesos Propios No Notificables, se observa una disminución drástica en el número de acciones en el año 2004; el motivo es la parada prolongada que se llevó a cabo dicho año para solucionar los problemas del sistema de agua de servicios esenciales.

Para las Incidencias Menores cabe señalar que el aumento acusado que se produce desde 2006 es debido a la eliminación en dicho año de la categoría de Sucesos Propios No Notificables y su inclusión en el grupo de Incidencias Menores;

Resultados del análisis de causas

En cuanto a las causas que han motivado el conjunto de incidentes analizados dentro del Programa de Experiencia Operativa se puede concluir que la causa directa que más incidencias ha ocasionado durante el período son los Factores Humanos con una contribución con una contribución del 33% a los sucesos notificables, un 28% a los sucesos propios no noti¡ficables y un 38% a las incidencias menores. La segunda causa directa más relevante son las Deficiencias Mecánicas. Esta causa ha supuesto el 25% de los sucesos ocurridos y actualmente, tras un período de disminución, se observa una tendencia a su aumento.

Mejoras en el proceso de gestión

El titular ha identificado algunas áreas de mejora. Entre ellas, figuran la conversión de la experiencia operativa propia en una actividad multidisciplinar y el refuerzo organizativo por parte de las unidades que estén involucradas y el refuerzo del trabajo en equipo y de la comunicación interdepartamental.

2.2.1.2.- Experiencia operativa externa

Alcance del análisis del titular

El titular ha revisado los sucesos correspondientes al periodo referenciado de la actual RPS, a través de los siguientes documentos:• Informes de Sucesos Notificables (ISN) de otras CCNN españolas, y Ascó en particular por ser la central con la que comparte la explotación integrada de las actividades, • Sucesos significativos emitidos por WANO e INPO (Significant Event Reports (SER's) y Significant Operating Experience Report (SOER's)), • Sucesos informados al IRS del OIEA comunicados por el CSN, • Comunicaciones de suministradores (Technical Bulletins y Nuclear Safety Advisory Letter (NSAL) de Westinghouse y de otros suministradores).

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados de las experiencias operativas de los diferentes tipos, cuyo alcance es similar al de la experiencia operativa propia.

Adicionalmente, el titular ha realizado una valoración global del proceso y de la gestión de la experiencia operativa ajena. En cuanto al proceso, se ha valorado la evolución de los documentos recibidos, las evaluaciones y el porcentaje de acciones derivadas. Respecto de la gestión, la valoración ha estado orientada a los tiempos promedios de solicitud y cierre de la evaluación y al tiempo de cierre de las acciones.

Resultados del análisis:

Los resultados se exponen por grupos como los indicados al principio de esta apartado: experiencia operativa de Ascó, experiencia operativa del resto de centrales nucleares españolas y de otra experiencia operativa externa. Al final se exponen unas conclusiones generales acerca de la gestión. A continuación se exponen los resultados del análisis:

- En relación con los sucesos debidos a la experiencia operativa de C. N. Ascó se han analizado en total 279 sucesos, todos ellos ISN o sucesos que sin llegar a ser notificables, se han considerado de mayor aplicabilidad para CN Vandellós II; y se ha observado un aumento en el número de sucesos notificables que han debido ser analizados en los años 2007 y 2008 motivado por la publicación de la IS-10 sobre notificabilidad de sucesos al CSN.

- En cuanto a los sucesos debido a la experiencia operativa del resto de centrales nucleares españolas se han analizado 362 sucesos, algunos de ellos fuera del alcance temporal de la RPS.

  En este grupo de sucesos se ha observado un aumento de análisis de sucesos por la aparición de la IS-10 y por el compromiso adquirido por el titular con el CSN de analizar todos los sucesos notificables de las otras centrales española desde 2002.

  En lo referente a las acciones derivadas de estas evaluaciones, se aprecia un aumento en su número desde la entrada en vigor en 2004 de la aplicación de la herramienta informática GesPAC (el aumento del número de acciones que se aprecia desde 2005 en adelante refleja el retraso de más de un año en las evaluaciones de los sucesos de las centrales nucleares españolas introducidos en 2002).

- Con respecto a la experiencia operativa externa, los documentos analizados, excluidos los sucesos de centrales nucleares españolas, han sido los siguientes:

  • SOER (Significant Operating Experience Report)) y SER (Significant Event Report) emitidos por el Institute of Nuclear Power Operations (INPO) de EE.UU.
  • TB (Technical Bulletin) y NSAL (Nuclear Safety Advisory Letter) emitidos por Westinghouse y documentos procedentes de otros suministradores.
  • Análisis de sucesos solicitados específicamente por el CSN (informados al IRS del OIEA y otros sucesos).

Como resumen de esta parte de la experiencia operativa ajena (EOA) en la RPS se incluye lo siguiente:

- Se han analizado 172 documentos SER y SOER, 19 sucesos solicitados por el CSN y 315 comunicaciones de suministradores.

  En el caso de los SER y SOER, se observa un incremento en 2007 y 2008 del número de evaluaciones cerradas, lo que se atribuye al aumento de recursos humanos en el área de EOA.

- Respecto a los TB emitidos por Westinghouse, se han analizado 96 correspondientes al periodo de la RPS y 13 correspondientes a otros años (1974, 1989, 1992, 1996, 1997, 1998 y 2009).

  Asimismo, se han analizado 106 NSAL dentro del alcance de la RPS y 26 pertenecientes a otros años entre 1992 y 1998 ambos inclusive.

  Además de estos documentos de Westinghouse, se han evaluado otros procedentes de diversos suministradores. De todos los documentos analizados, 65 aplican a CN Vandellós II y han dado lugar a acciones correctoras.

- Finalmente cabe señalar que, de los 19análisis específicos que se han llevado a cabo, requeridos expresamente por el CSN durante el periodo de la RPS, 3 de ellos son de sucesos informados al IRS del OIEA. Sólo 5 de este conjunto de sucesos se consideran aplicables y han dado lugar a acciones.

- Conclusiones generales acerca de la gestión y del proceso de la experiencia operativa externa:

  a) El tiempo promedio de solicitud de evaluación (tiempo promedio entre la fecha de publicación/recepción del documento y la fecha en la que se solicita su evaluación al especialista) es excesivo: 120 días.

  b) El tiempo promedio de cierre de evaluación (tiempo promedio entre la fecha de solicitud de evaluación y la fecha en que se da por cerrada la misma y se identifican las acciones de mejora en el PAC, si las hubiera) es de unos 300 días, y aunque su tendencia en los últimos años del periodo analizado ha sido a disminuir, sigue siendo un valor muy elevado.

  c) El tiempo promedio de cierre de las acciones generadas de los análisis de documentos de EOA ha ido disminuyendo en los últimos años, alcanzando un valor algo mayor de 100 días.

El titular ha establecido nuevas acciones correctoras para corregir las tendencias actuales de tiempo de solicitud y cierre de evaluación de sucesos de la experiencia operativa externa.

2.2.2-Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

2.2.2.1. -Dosis Ocupacional

La RPS se ha centrado en el análisis de la dosis operacional para el personal de plantilla y contratado en operación normal y en recargas o paradas significativas y su evolución a lo largo del período. Adicionalmente, ha analizado la reducción del término fuente como contribución al Plan de Optimización de Dosis, orientado a continuar garantizando el

cumplimiento del criterio ALARA para los trabajadores, y ha incorporado una valoración de la evolución global del Proceso de Gestión y Control de la Protección Radiológica. También se identifica las áreas de mejora como resultado de los análisis realizados.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

- Las dosis colectivas anuales han seguido una tendencia decreciente durante todo el período revisado, exceptuando los dos últimos años debido a las paradas no programadas de 2006 y la larga duración de la Recarga 15, por modificaciones de diseño importantes en los sistemas de agua de refrigeración.de salvaguardias.

- La dosis anual recibida por más del 90% de los Trabajadores Expuestos se encuentra, en todo el período, por debajo de 3 mSv; se ha disminuido progresivamente el número de trabajadores que reciben dosis por encima de 10 mSv y en ningún caso se han superado los 20 mSv anuales.

- No se ha asignado dosis efectiva comprometida a ningún trabajador expuesto por incorporación de radionucleidos en todo el período considerado.

- El Programa de Optimización de Dosis implantado en CN Vandellós II se considera adecuado a la vista de los resultados obtenidos.

- Se han identificado áreas de mejora en el Programa de Optimización de dosis. Las mejoras en el sistema de vigilancia de la radiación, las acciones encaminadas a la reducción del término fuente, la mejora en el control de la contaminación, la sustitución de pórticos de medida de la radiación en zona controlada y la mejora en el proceso de planificación según se establece en el proceso 'Work Management' de INPO, son algunas de las acciones de mejora que tiene previsto el titular para el siguiente período de RPS.

- Asimismo, se han identificado también acciones de mejora en el Proceso de Gestión y Control de la Protección Radiológica. Estas acciones se centran en el cumplimiento de los estándares de protección radiológica.

- El titular ha revisado las mejoras implantadas en los procesos y procedimientos del ámbito de la PR operacional, las modificaciones de diseño más significativas para el control operacional de dosis y de contaminación en planta, los resultados del Programa de Reducción del Término Fuente y las acciones de mejora para reforzar los estándares de PR, y las ha considerado adecuadas y efectivas.

2.2.2.2. -Vertidos y Dosis al Público

La RPS se ha centrado en el análisis de los datos relativos a los vertidos de efluentes líquidos y gaseosos desde el año 1999 hasta 2008, ambos incluidos. Se han analizado tanto las actividades vertidas como la evolución de la dosis efectiva debida a los efluentes.

Se ha realizado, además, una valoración de la evolución global de los procesos y procedimientos afectados dentro del alcance del control de efluentes líquidos y gaseosos, identificando las mejoras realizadas en los sistemas de tratamiento de efluentes y los resultados obtenidos a partir de los datos de actividad y contenido isotópico de los vertidos de cada año.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

- Para los efluentes líquidos, se observa una tendencia a la disminución de la actividad vertida por gases nobles, iodos y partículas. En cambio, no se producen variaciones significativas en la actividad vertida por tritio.

- Para los efluentes gaseosos, la aplicación de la Recomendación de EURATOM para la actividad del C-14 y del Kr-85 se ha traducido en un aumento de la actividad registrada en los últimos dos años. La actividad debida a los gases nobles, el tritio y el C-14 representa más del 99% del total de actividad vertido por efluentes gaseosos en todo el período de análisis.

- El máximo valor de dosis efectiva anual al individuo más expuesto ha supuesto el 2,79% de la Restricción Operacional de Dosis, situada en 100 μSv/año. Este valor está a su vez muy por debajo del Límite Legal para miembros del público según el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

- Se han identificado acciones de mejora en el proceso de control de efluentes. Una de ellas orientada a ajustar la contribución de los efluentes radiactivos a la restricción operacional de dosis, tras detectar la tendencia al alza de la contribución de los efluentes gaseosos que se viene produciendo desde 2007, modificando el MCDE y la otra es la implantación, a partir del año 2009, de un nuevo sistema para la cuantificación de actividad para el Kr-85 en efluentes gaseosos que permitirá alcanzar el Límite de Detección requerido en la recomendación 2004/2/EURATOM de la Unión Europea.

- El titular también ha introducido mejoras para reducir el término fuente debido a vertidos.

- Globalmente, el titular concluye que, de la revisión realizada, el programa de control de efluentes líquidos y gaseosos ha tenido resultados satisfactorios, habida cuenta de la tendencia registrada para las actividades vertidas, las dosis efectivas al individuo más expuesto y los resultados positivos alcanzados en las mejoras de diseño implantadas y en el Programa de Reducción del Término Fuente.

2.2.2.3. -Residuos Radiactivos Sólidos

La RPS se ha centrado en el análisis de los datos correspondientes a la generación de residuos sólidos desde el año 1999 hasta 2008, ambos incluidos.

Se ha analizado la evolución de los residuos radiactivos de media y baja actividad y del combustible gastado y residuos de alta actividad y se han revisado las actividades de almacenamiento y las incidencias en el control de los movimientos de materiales residuales y residuos radiactivos, y se han analizado los residuos no acondicionados y residuos sin vía de gestión.

Asimismo, el titular ha incluido una valoración de la evolución global de los procesos de gestión de residuos y de las modificaciones realizadas en el sistema de acondicionado de residuos. Adicionalmente, identifica áreas de mejora en procesos y procedimientos.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

- Se ha producido una reducción de casi un 30% en el número de bultos generados en el período en revisión respecto al período anterior, que ha supuesto una reducción de 170 m3 de residuos radioactivos.

- El volumen producido de residuos tipo A y D es similar, y juntos representan más del 85% del volumen total generado. En cambio, la actividad total embidonada en residuos tipo D representa solamente del 0,8% del total, mientras que la actividad en bultos tipo A constituye el 95% de la actividad embidonada.

- La ocupación del almacén a 31 de diciembre de 2008 es del 11,2%, y la capacidad del mismo es de 9.628 bidones adicionales a los 1.214 que existen actualmente. Se estima que la capacidad del almacén está garantizada durante los próximos 20 años.

- Conforme a la actual programación de ciclos de C.N. Vandellós II, se estima la saturación de la capacidad de almacenamiento de la piscina para el año 2021, considerando capacidad suficiente para la descarga de un núcleo completo.

- Se dispone de 32,1 m3 de residuos no acondicionados ni en proceso de acondicionamiento, siendo, en la mayor parte, residuos potencialmente desclasificables.

- Por lo que se refiere a proyectos de desclasificación, se ha realizado un esfuerzo significativo en los últimos años en la caracterización radiológica de los residuos de muy baja actividad de forma que, una vez se disponga de las aprobaciones necesarias, se pueda proceder a la desclasificación de los mismos.

- Las mejoras introducidas en el programa de reducción de generación de residuos tales como la desclasificación de residuos de muy baja actividad no muestreable, la segregación para asegurar ausencia de actividad, la nueva máquina de microgranallado y la optimización de la cantidad de resinas de baja actividad, junto con modificaciones de diseño importantes como la implantación de un nuevo sistema de embidonado, de la planta de regeneración de resinas agotadas procedentes de los desmineralizadores de la purga de los generadores de vapor y la instalación de la planta de desecación para el desecado de lodos concentrados de evaporador entre otras, han reducido la generación de bultos radiactivos.

2.2.2.4. -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, de las medidas de yodo en aire, de las medidas de partículas en aire, de las medidas de radiactividad en suelos, de las medidas de radiactividad en agua de lluvia, en agua potable, en agua subterránea, en agua de mar, en aire, en sedimentos, en alimentos, en arena de playa, y en organismos indicadores.

Adicionalmente, ha analizado la evolución global de los procesos de gestión de control de la vigilancia radiológica ambiental y de los procedimientos, ha revisado las modificaciones e identificado las acciones de mejora., y ha realizado una valoración global de resultados y de las vías de exposición más significativas.

Los principales resultados de los análisis y valoraciones han sido los siguientes:

- En el periodo 1999-2008, el programa de vigilancia se ha desarrollado de acuerdo a lo establecido en el MCDE, con un nivel de incidencias muy bajo.

- Las modificaciones en el programa se han introducido fundamentalmente en estaciones de muestreo de alimentos, por desaparición de suministradores.

- Los procedimientos, tanto los relativos a recogida de muestras como los de preparación y medida de los laboratorios, se han ido adaptando a las normas UNE y procedimientos del CSN editados en el periodo de la RPS.

- Los resultados del programa no muestran tendencias ascendentes en los niveles de radiación en el entorno de la central. Las actividades detectadas son en todos los casos muy inferiores a los niveles de notificación establecidos en el MCDE y carecen de significación radiológica.

- Con base en los resultados de las campañas anuales del PVRA se introducen, si se considera necesario, modificaciones en el programa (estaciones de muestreo, frecuencia de análisis o metodología).

2.2.3.-Análisis de Nueva Normativa

La RPS se ha centrado en el análisis de la Reglamentación Nacional e Internacional, la Normativa del País Origen del Proyecto (incluye Guías Reguladoras (RGs) y Resumen de Cuestiones Reguladoras (RIS), que son documentos sin carácter de requisito normativo), y la Normativa solicitada por el CSN.

El contenido de la RPS es un resumen actualizado de la información emitida en los informes anuales, complementada con una cuantificación de las evaluaciones efectuadas que permite tener una visión global y en detalle de los tipos de normativa analizada, estado de los análisis, acciones correctoras emitidas y grado de implantación de las mismas. Se incluye también una valoración del proceso de evaluación, con identificación de debilidades y definición de acciones de mejora.

2.2.3.1. -Reglamentación Nacional e Internacional

En esta RPS se contempla el impacto de la Reglamentación Nacional y Reglamentación Internacional, referentes a seguridad nuclear y protección radiológica en C.N. Vandellós II, no considerándose el resto de normativa de carácter general que C.N. Vandellós II, igual que toda entidad, debe cumplir.

En relación a la reglamentación nacional, la RPS se ha centrado en las Leyes, Reales Decretos, Órdenes Ministeriales, Resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas, Acuerdos del CSN e Instrucciones de Seguridad del CSN aplicables.

El alcance de la RPS en lo relativo a la normativa emitida por los Organismos Internacionales a los que pertenece el Estado Español, que generan o pueden generar reglamentación nuclear, se limita a la Unión Europea y al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

La pertenencia a la Unión Europea obliga al Estado Español a incorporar a su legislación la reglamentación europea de carácter vinculante, para sus miembros, que pueda generarse. Por ello, la RPS cubre dicha reglamentación a través de la revisión de la legislación nacional que incorpora reglamentación europea aplicable.

En concreto se han analizado: 4 leyes (todas aplicables), 13 reales decretos y una corrección (10 de ellos aplicables), 6 órdenes ministeriales (4 aplicables), 7 resoluciones (4 aplicables), 2 acuerdos del CSN (1 aplicable) y 20 instrucciones de seguridad con 2 correcciones (16 de ellas aplicables). Estas evaluaciones han generado 48 acciones (3 de ellas todavía abiertas), todas de tipo documental excepto una; la mayoría de acciones provienen del análisis de instrucciones del CSN.

Objeto de dedicación especial han sido las Instrucciones de Seguridad (IS) del CSN. Al respecto, en la RPS se señala que entre los cambios incorporados que suponen una mejora para la seguridad se pueden destacar los derivados de las siguientes instrucciones: • Instrucción IS-09, sobre criterios de protección física. • Instrucción IS-11, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares. • Instrucción IS-12, sobre requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia de plantilla y externo en el ámbito de las centrales nucleares. • Instrucción IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares.

En cuanto a la Reglamentación Internacional, el titular ha evaluado la reglamentación europea que ha sido incorporada a la legislación española. La reglamentación generada por la Unión Europea, durante el periodo de aplicabilidad de la presente RPS, se refiere fundamentalmente al transporte internacional de mercancías peligrosas, la seguridad en la gestión del combustible gastado y desechos radiactivos, y acuerdos de salvaguardias para la no proliferación de armas nucleares, así como enmiendas y corrección de errores en estas áreas.

El titular ha evaluado catorce reglamentaciones, de las cuales ocho se han considerado aplicables. Se han emitido cuatro acciones, todas ellas documentales, una de las cuales permanece abierta, así como también el análisis correspondiente a la misma.

2.2.3.2. -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
- 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 con el alcance definido en la Instrucción Técnica Complementaria CNVA2/VA2/SG/08/28 "Instrucción Técnica Complementaria sobre análisis anual de nueva normativa revisada", Órdenes Genéricas de la NRC de aplicación general, a suministradores y/o a tipos de centrales y Resumen de Cuestiones Reguladoras (RIS), con el criterio de análisis y escalonamiento establecidos en la misma Instrucción Técnica Complementaria CNVA2/VA2/SG/08/28 antes mencionada, 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.

Para estos cambios se ha revisado la ejecución y el cierre de las acciones identificadas como necesarias.

El titular ha llevado a cabo una revisión de los análisis realizados del impacto de 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.

La distribución de la normativa del país origen del proyecto, evaluada dentro del alcance de la presente Revisión Periódica de Seguridad es la siguiente: 69 cambios a los códigos 10CFR20/ 50/ 100, 10 Guías Reguladoras, 13 Cartas Genéricas, 11 Boletines, 21 RIS.

En lo referente a los cambios habidos en los 10 CFR, el titular ha analizado sesenta y nueve modificaciones, de las que veintiséis se han considerado aplicables. Se generaron siete acciones, todas ellas de carácter documental, y que se encuentran cerradas. Todos los análisis se encuentran también cerrados. Las acciones tomadas están relacionadas con la incorporación, por referencia, de ediciones y addenda del código ASME, revisión de factores de protección respiratoria y criterio ALARA, conforme a lo requerido en su momento por el 10CFR20.

En lo relativo a la aplicabilidad de las Cartas Genéricas de la USNRC, el titular ha realizado la evaluación de trece Cartas Genéricas, doce de las cuales se han considerado aplicables a C.N. Vandellós II. Seis de los análisis permanecen abiertos. Se han emitido setenta y siete acciones, treinta y tres de ellas se han caracterizado como modificaciones físicas, incluyendo en ellas además de las modificaciones físicas de la instalación, la realización de inspecciones y pruebas, permaneciendo siete de ellas abiertas.

Respecto de la aplicabilidad de los Boletines de la USNRC, el titular ha efectuado la evaluación de once Boletines, de los cuales seis se han considerado aplicables a C.N. Vandellós II. El análisis de estos documentos ha generado diecisiete acciones, seis de ellas de carácter físico. Se han caracterizado como acciones físicas no solamente aquéllas que consisten en una modificación física de la instalación, sino aquéllas que van más allá de la elaboración o modificación de documentos, o envío de información al CSN. La mayor parte de las acciones, doce en concreto, están asociadas al Boletín BU-03-01: "Potencial impact of debris blockage on emergency sump recirculation at pressurized-water reactors". Todas las acciones y los correspondientes análisis se encuentran cerrados

Por lo que respecta a las Guías Reguladoras de la USNRC, las emitidas en el periodo comprendido desde la emisión de la Instrucción Técnica CNVA2/VA2/SG/08/28 en noviembre de 2008, hasta final del año 2008, se habrían de analizar dentro del alcance del informe de nueva normativa, correspondiente al año 2008, formando, por lo tanto, parte del alcance de la presente RPS. En esta situación no se encuentra ninguna guía reguladora.

Respecto a otras guías reguladoras, se efectuará un análisis retrospectivo de las mismas, con un alcance que se definirá en cada caso en el marco de la RPS. En la presente RPS, se ha consensuado con el CSN efectuar el análisis de aplicabilidad de diez guías reguladoras de las treinta y dos emitidas durante el periodo de aplicación de la RPS. Para estas guías se ha efectuado un primer análisis de aplicabilidad, para establecer la posición de C.N. Vandellós II frente a las mismas.

En cuanto a los Resúmenes de Cuestiones Reguladoras, de los veintiún RIS analizados se han encontrado ocho aplicables. Tres de los análisis permanecen abiertos, en proceso de estudio y definición de posibles acciones. Los análisis cerrados no han requerido la generación de acciones.

2.2.3.3. -Normativa solicitada por el CSN

El titular ha analizado la aplicabilidad de quince documentos en su mayor parte Cartas Genéricas y Boletines de la USNRC. Todos los análisis y acciones están cerrados salvo los correspondiente a las Cartas Genéricas siguientes: Carta Genérica 2006-02: "Grid reliability and the impact on plant risk and the operability of offsite power" y Carta Genérica 2008-01: "Managing gas accumulation in emergency core cooling, decay heat removal, and containment spray systems", que permanecen abiertos.

2.2.4.-Comportamiento de Equipos

2.2.4.1.-Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento

La RPS se ha centrado en un análisis de los resultados de las pruebas de vigilancia realizadas durante el periodo 1999 y Diciembre de 2008, ha comprendido principalmente los sucesos notificables relacionados con la ejecución de requisitos de vigilancia, las inoperabilidades de equipos sometidos a requisitos de vigilancia, las propuestas de cambio y exenciones de las Especificaciones técnicas de Funcionamiento para modificaciones de requisitos de vigilancia.

Los principales resultados de los análisis son los siguientes:

- En el período en estudio se han producido 93 sucesos notificables, de los que 21 son incidencias que tienen que ver con la realización de requisitos de vigilancia. De estos 21 sucesos, 13 se han producido en la preparación durante la ejecución o al finalizar los requisitos de vigilancia implicados; 3 sucesos corresponden a errores documentales en los procedimientos de vigilancia con los que se cumplen los requisitos de vigilancia; y 5 sucesos tienen su origen en incumplimientos de parámetros o de fechas máximas de realización de los requisitos de vigilancia afectados.

- Los motivos que han ocasionado inoperabilidades en los equipos sometidos a requisitos de vigilancia son: • 27,36% mantenimientos preventivos, • 0,95% mantenimientos predictivos, • 20,72% malfunción o fallos de equipos • 12,86% Requisitos de Vigilancia, • 38,11% otros motivos.

  Los equipos más destacados por el número de inoperabilidades registradas por fallos son el monitor de radiación de efluentes radiactivos líquidos de la descarga de los pozos de drenaje del edificio de refrigeración de componentes y del edificio de turbina, los monitores de radiación de gases nobles del sistema de ventilación de Sala de Control y los monitores de radiación de gases del sistema de ventilación del Edificio de Combustible. Estos fallos han sido analizados en repetidas ocasiones por la Regla de Mantenimiento durante el período en estudio, estando actualmente en categoría a1.

– Se han realizado numerosas Propuestas de Cambio a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relacionadas con los Requisitos de Vigilancia. Los motivos mayoritarios por los que se han emitido estas propuestas son: − Clarificación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (19%), − Facilitar o mejorar el cumplimiento de los Requisitos de Vigilancia (33%), adecuación de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento a nueva Normativa o documentación del WOG (48%).

– En el periodo objeto de revisión por la RPS se ha presentado y aceptado una exención temporal al cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relacionada con el nivel de agua de la piscina de combustible. La autorización de esta exención temporal por parte del Consejo de Seguridad Nuclear fue remitida al titular mediante la carta CNVA2/VA2/SG/01/54 de Noviembre del 2001.

2.2.4.2. -Programa de Inspección en Servicio (ISI)

La RPS ha consistido en un análisis en lo referente a las inspecciones y pruebas realizadas, dentro del alcance del intervalo de aplicación de la RPS, del análisis de los diferentes Programas de Inspección establecidos en los documentos siguientes: Manual de Inspección en Servicio (MISI), Manual de Recomendaciones de Vigilancia y. Manual de Erosión – Corrosión.

El alcance del análisis de resultados del Manual de Inspección en Servicio (MISI), tuvo el siguiente alcance: 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, pruebas e inspecciones del Recinto de Contención, programa de inspección de los generadores de vapor, programas de inspección de internos de la vasija. El análisis de resultados presentados en esta RPS corresponde al Segundo Intervalo de Inspección que entra dentro del período de la segunda RPS (01/05/1999, final del primer intervalo ISI, hasta el 31/12/2008, fin del período de esta RPS).

Como resultado del análisis el titular indica que ha cumplido con los requisitos de la normativa aplicable, obteniéndose resultados "Aceptables", una vez solventadas las desviaciones que fueron detectadas durante los ensayos, inspecciones y pruebas funcionales realizados, y que ha utilizado 10 casos de Código ASME XI durante el periodo de la RPS junto con la revisión de la R.G. 1-147 donde la US-NRC aprueba su aplicación, y solicitó una excepción por aplicación del Caso de código N-623 para aplazar la inspección volumétrica de la soldadura brida-vasija del reactor, lo que fue autorizado por el CSN en su momento.

En cuanto a las inspecciones y vigilancias sometidas al manual de recomendaciones de vigilancia (MRV) y al manual de erosión – corrosión todas ellas han sido realizadas y con resultados satisfactorios, entre ellas programa de vigilancia de la integridad estructural de sistemas susceptibles a degradación por corrosión, programa de vigilancia de las barras de control y medición de espesores en tuberías.

Adicionalmente, dentro del programa de inspección en servicio, la RPS incorpora un análisis de comportamiento de barreras en cuyo alcance incluye el análisis de la fiabilidad del combustible, su evolución y planes de acción sobre la evaluación de su estado, y los resultados de la inspección y vigilancia para preservar la integridad tanto de la barrera de

presión como la del edifico de contención. De estos análisis el titular no ha considerado necesario llevar a cabo acciones adicionales.

2.2.4.3. -Calificación de Equipos

La RPS ha consistido en un análisis de la calificación sísmica y ambiental de equipos, del estado actual de la calificación de los equipos y su control, de la justificación del mantenimiento de la calificación y de sus herramientas así como el informe de calificación ambiental (ICA) y los dosieres de calificación sísmica, y el análisis de la dedicación de equipos y repuestos.

Desde 1988 hasta hoy día se han venido cumpliendo los hitos marcados en el Programa original de Calificación Sísmica-Ambiental. Por lo que respecta a la calificación de nuevos equipos, ésta se ha ido realizando a medida que era necesaria su implantación. La revisión 2 del procedimiento PST-21: "*Calificación Sísmica-Ambiental de Equipos y Componentes*", para la gestión y mantenimiento de la calificación sísmico-ambiental, ha incorporado las nuevas herramientas informáticas (programa de gestión GesTec) y los cambios organizativos y de gestión creados para mejorar el control de los trabajos relativos a la calificación sísmica-ambiental.

Por lo que se refiere a las dedicaciones, se han seguido las necesidades de instalación de equipos de grado comercial sometidos a procesos de dedicación, a medida que han ido surgiendo, reforzando el área con personal técnico altamente cualificado. La revisión 1 del procedimiento PST-20: "*Dedicación de suministros de calidad comercial*", aplicable a la dedicación ha tenido el mismo objetivo que en el caso de la gestión de los dosieres de Calificación sísmica-ambiental: trasladar a procedimiento las prácticas y métodos de trabajo para la gestión de las dedicaciones, así como las herramientas de trabajo (GesTec).

En el período de tiempo analizado, no ha habido cambios a los métodos o parámetros utilizados en la calificación sísmica-ambiental o dedicación. Los cambios han ido dirigidos a mejorar la gestión de la información de los equipos sometidos a estos procesos.

El titular tiene previsto llevar a cabo acciones futuras de carácter documental en el sentido de actualizar los documentos asociados a la cualificación de equipos de seguridad.

Por otra parte, independientemente del análisis de la calificación sísmica de la RPS, y aunque este proceso de calificación no considera en su alcance ningún tipo de valoración respecto de la potencial influencia de la sustitución de los componentes en la variación del margen sísmico de la planta, determinado en la última revisión del IPEEE sísmico (Individual Plant Examination External Events), el titular ha presentado ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, como documentación complementaria, una nueva revisión 2 del APS de sucesos externos IPEEE sísmico. En dicha revisión, el titular concluye que se mantiene el margen sísmico de la central, por lo que en la RPS, el titular no contempla acciones adicionales en este sentido.

2.2.4.4.-Gestión de Vida

Plan de Gestión de Vida. Definición y metodología

El día 10 de julio de 2009 publicó en el B.O.E. la Instrucción de Seguridad, IS-22, sobre "requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares" con fecha de entrada en vigor de 2 de julio de 2009. En ella se requiere que, conjuntamente con la presentación de la RPS, se adjunte una revisión del Plan de Gestión de Vida (en adelante PGV) de la central. Dado que a la fecha de entrada en vigor de dicho precepto la 2ª RPS de Vandellós II estaba finalizada, ésta únicamente contiene en su apartado 3.3.5 un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la Central siguiendo el contenido establecido para ello en la Guía de Seguridad 1.10, revisión 1, del CSN. Posteriormente, se remitió al CSN el Plan de Gestión de vida según la instrucción IS-22 del CSN.

A continuación se resume el Plan de Gestión de Vida diseñado según la IS-22, justamente con la modificación conceptual y de formato asociada a la adaptación de la norma.

El Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II, que presenta el titular se basa y adapta partiendo de la metodología desarrollada por INPO, descrito en el documento INPO AP-913, e incluye los siguientes aspectos.

• La motivación que origina el desarrollo de un plan de gestión de vida así como los objetivos generales que se establecen en la gestión de vida de la C.N. Vandellós II.

• Los Proyectos de Referencia. La definición y el desarrollo del Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II están apoyados tanto en la experiencia propia de la explotación de la central como en la experiencia de la industria en el creciente reconocimiento y entendimiento de los procesos del envejecimiento en las CCNN. En este apartado se identifican los principales proyectos y actividades de la industria que sirven de referencia al Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II.

• La definición del Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II, la organización y el programa general de actividades establecido para su desarrollo.

• La descripción de Actividades del Plan de Gestión de Vida. Para cada una de las fases en las que se estructura el Plan de Gestión de Vida se realiza una descripción detallada de sus actividades indicando, el objeto y alcance de la actividad, así como la metodología empleada para su desarrollo.

El Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II se realiza utilizando una metodología similar a la del proceso de fiabilidad de equipos adaptada a las necesidades de ANAV.

El Plan de Gestión de Vida de la C.N. Vandellós II tal como lo presenta el titular desarrolla las tres fases del Plan, según se indica a continuación:

• Fase 1: Implantación del Plan de Gestión de Vida (Actividades Básicas). El objeto de esta fase es establecer una evaluación sistematizada del envejecimiento, que partiendo de toda la población de estructuras, sistemas y componentes (ESC), se desarrolle de forma selectiva y priorizada de acuerdo con la estrategia general de gestión de vida de la Central.

La metodología utilizada para la implantación del plan de gestión de vida en C.N. Vandellós II está basada en el proceso de Fiabilidad de Equipos, siendo actualmente particularizada a los equipos y componentes considerados pasivos así como a las partes pasivas de equipos activos.

La fase de Implantación del Plan de Gestión de Vida está constituida por los siguientes apartados: Definición del alcance del plan de gestión de vida, Estudio de fenómenos degradatorios, Actividades de control y mitigación e Implantación de acciones derivadas.

• Fase 2: Seguimiento de la Gestión de Vida. En esta fase se realiza el seguimiento de gestión de vida de las ESC identificadas en la Fase 1, así como la actualización de las "Actividades Básicas" que pudieran ser requeridas. En el desarrollo de esta fase se realizan las siguientes actividades: Seguimiento de la aplicación del PGV a las ESC, Actualización de las Actividades Básicas (revisión del alcance, metodología y conclusiones de las actividades básicas) e Informe Anual de Gestión de Vida.

• Fase 3: Operación a Largo Plazo. La Fase 3 incluirá la definición y desarrollo de las actividades necesarias para cumplir con los requisitos reguladores que pudieran estar ligados a la operación a largo plazo. Esta fase se desarrollará cuando la central opte por el Alargamiento de Vida, fijando un periodo de explotación superior a los 40 años. En este caso la Fase 3 incluirá la definición y desarrollo de las actividades necesarias para cumplir con los requisitos reguladores que pudieran estar ligados a la operación a largo plazo.

• Organización.

El Plan de Gestión de Vida, tal y como está planteado por el titular, comprende actividades que son multidisciplinares, por lo que requieren de la participación de diferentes organizaciones de ANAV. Las organizaciones participantes son la Dirección de Central con las Unidades de Operación y Mantenimiento, y la Dirección de los Servicios Técnicos con las Unidades de las Ingenierías Básica y de Diseño. Entre todas ellas se distribuyen las responsabilidades de ejecución del Plan.

Adicionalmente, se establece un Comité de Gestión de Vida (CGV), en cuya composición intervienen representantes de las organizaciones de la Dirección de Central y de los Servicios Técnicos. La coordinación de este Comité se lleva a cabo por el representante de la sección de Gestión de Proyectos, Sistemas y Componentes, de los Servicios Técnicos.

• Plantillas de Gestión de Vida

Para documentar el proceso de verificación llevado a cabo se ha utilizado un formato tipo tabla denominado en ANAV "Plantilla". Las etapas de la generación de plantillas son a grandes rasgos el estudio de los materiales y ambiente a que está sometido cada componente, la identificación de los mecanismos de degradación, sus efectos y los programas de gestión de envejecimiento (PGE) comparando con los estánadares y evaluar y resolver las discrepancias encontradas.

• Actividades genéricas de componentes incluidas en el Plan de Gestión de Vida

En este aparatado se incluyen las actividades genéricas que incorpora el PGV para la prevención y detección de la degradación de los materiales como consecuencia del envejecimiento. El análisis de cada una de estas actividades frente a las mejores prácticas de la industria se realiza como parte del propio proceso de elaboración del Plan de Gestión de Vida de C.N. Vandellós II, de acuerdo con la metodología utilizada. De este análisis el titular propondrá y ejecutará las acciones de mejora derivadas sobre cada uno de los programas identificados en la RPS, tales como los programas de mantenimiento predictivo, periódico, programado, correctivo , mantenimiento de calificación ambiental, programa ISI, vigilancias de estructuras, de erosión – corrosión y programa de válvulas.

• Actividades específicas de componentes incluidas en el Plan de Gestión de Vida

El conjunto de las actividades específicas más relevantes sobre determinados componentes que tienen relación con la gestión de vida de los mismos son las siguientes: componentes principales del primario, seguimiento de ciclos/transitorios de operación, otros componentes como estructuras civiles, tuberías y soportes componentes de ventilación, y equipo eléctrico e instrumentación.

2.2.4.5. -Regla de Mantenimiento (RM)

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 una descripción de la implantación de la RM en la central y de las principales dificultades que surgieron en su aplicación (tales como el tiempo de cierre de órdenes de trabajo y revisión de las mismas, realización de análisis de causa e implantación de las acciones derivadas de estos análisis, así como las soluciones aplicadas para su resolución).

Adicionalmente, el titular ha incluido en la RPS un análisis de la incidencia de la RM en el Plan de Mantenimiento e identifica los cambios experimentados en dicho Plan por las acciones derivadas de los análisis de causa y su repercusión en los sistemas sometidos al proceso RM. Asimismo, hace una identificación de los cambios en la gestión y en la organización para optimizar la aplicación de la RM en la central.

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".

- El titular incluye una descripción de 1201 modificaciones implantadas durante el periodo objeto del análisis.

- Durante el período abarcado por esta RPS, 569 modificaciones de diseño han sido implantadas en sistemas importantes para la seguridad y/o significativos para el riesgo, habiendo contribuido al mantenimiento del cumplimiento con las bases de diseño de seguridad de los sistemas, sin impactar de forma negativa en las funciones significativas para el riesgo y la dosis ocupacional.

  De éstas, las más significativas han sido:

  - Implantación de un nuevo sistema de refrigeración de servicios esenciales (EJ) en 2009

  - Modificaciones del Sistema de agua enfriada esencial (GJ), que pasó a ser autónomo y a descargar su carga térmica a la atmósfera mediante aerorrefrigeradores en 2007

  - Modificaciones en la refrigeración de los generadores diesel de emergencia, que también pasaron a ser autónomos y a descargar su carga térmica a la atmósfera mediante sus propios aerorrefrigeradores en 2007

  - Miniaumento de potencia basado en mejora de la precisión de los medidores de caudal de agua de alimentación (sistema CALDON, que basa la medida en ultrasonidos.

- Los principales objetivos de mejora acometidos en lo referente a modificaciones de diseño se han englobado en los siguientes grupos: Implantación de modificaciones de diseño vinculadas a la Autorización de Explotación (Revisión de las consecuencias radiológicas de todos los accidentes tras el miniaumento de potencia, aumento de la concentración de fosfato trisódico para mantener el pH del rociado de la contención en fase de recirculación), medidas preventivas y paliativas contra el fenómeno de corrosión bajo tensión en condiciones de primario, aumento de capacidad de la piscina de combustible nuevo, modificación del anillo del sistema de protección contra incendios, resolución de obsolescencia de equipos, minimización de la generación de residuos radiactivos y dispersión de la contaminación radiológica y modificación del foco frío de los sistemas de agua enfriada esencial y del sistema de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia.

- A la vez que se han detectado mejoras, el proceso de análisis de las modificaciones de diseño realizado en esta RPS ha permitido identificar potenciales debilidades, como las siguientes:

  - Un porcentaje considerable de modificaciones de diseño han sido llevadas a cabo en un número muy reducido de sistemas. En concreto, el 37% de las modificaciones de diseño realizadas en estos sistemas importantes para la seguridad y/o significativos para el riesgo ha recaído sobre 8 de ellos solamente (AB – vapor principal, BB- refrigerante del reactor, BG- control químico y de volumen, EF- agua de servicios esenciales, GJ –agua enfriada

esencial, KC – protección contraincendios, KJ – refrigeración de los generadores diesel de emergencia y MA –sistema ecléctico salida).

- Existe una cantidad de discrepancias documentales significativa. El 24% de las modificaciones de diseño en los sistemas importantes para la seguridad y/o significativos para el riesgo son documentales y mayoritariamente debidas a discrepancias entre la realidad de planta y la documentación.

- La recopilación de las modificaciones de diseño dentro del período de alcance de la RPS ha dejado constancia de las posibilidades de mejora de las bases de datos informáticas que se utilizan como archivo de documentación. Unas 20 modificaciones de diseño han debido ser recuperadas del archivo físico histórico existente en el Centro de Control de Configuración.

– Adicionalmente, han tenido lugar modificaciones en el Procedimiento General PG-3.01 "Gestión de Cambios de Diseño", habiéndose reforzado en particular los puntos siguientes: Adaptación a cambios organizativos, solicitudes de modificaciones de diseño analizadas y estudiadas con alto grado de detalle técnico con antelación a la decisión de ejecución de las modificaciones de diseño, metodologías que aseguren la configuración y actualización de la documentación utilizada por Operación en un corto plazo de tiempo.

– De cara al futuro se implantarán las siguientes mejoras, cuyo diseño ya ha sido realizado durante el período de alcance de esta RPS:

- Desclasificación del Sistema de Agua de Servicios Esenciales (sistema EF) e implantación del sistema de agua de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ). Modificaciones ya implantadas.

- Sustitución en varias fases del sistema de vigilancia de la radiación, y medidas de reducción de efluentes líquidos radiactivos.

- Medidas adicionales de protección frente a la corrosión bajo tensión en condiciones del circuito primario, como la protección de las toberas de las líneas del presionador mediante refuerzo por aumento del espesor de soldadura ("structural weld overlay"). Modificación ya implantada.

- Cambio de la tapa de la vasija del reactor.

- Modificación de las válvulas seguridad del presionador para eliminar el sello de agua (requerido mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-24).

- Sustitución de los transformadores principales.

- Cambio de la torre meteorológica y situarla en otra ubicación.

- Instalación de un tren de monitores de hidrógeno de la contención.

2.2.6.-Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

El proyecto IPE-APS de CN. Vandellós II se ha desarrollado en el marco del "*Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS's en España*" aprobado por el CSN en reunión de fecha 25 de junio de 1986. En el marco de este programa, el CSN requirió a CN. Vandellós II la realización de estos análisis mediante la carta CSN/C/VA2/90/32. Los análisis desarrollados son acordes con el alcance de la Carta Genérica 88-20 de la NRC:

• Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia,
• Nivel 1 de Sucesos Internos en Otros Modos,
• Nivel 2 de Sucesos Internos a Potencia,
• Nivel 1 de Inundaciones Internas a Potencia
• Nivel 1 de Incendios a Potencia,
• Análisis de Sucesos Externos (Sísmicos y Otros Externos).

El titular ha remitido al CSN la revisión 4 del Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia de forma simultánea a la RPS en julio de 2009; mientras que para el resto de análisis se ha remitido según un programa de entrega, acordado con el CSN que ha sufrido sucesivos retrasos, y cuyo estado actual de realización es el siguiente:

- Se han recibido posteriormente en el CSN, además del APS indicado, los siguientes: APS de Nivel 2 y APS en Otros Modos de Operación (APSOM).

- A fecha de realización de la evaluación, no se han recibido en el CSN los APS de Incendios e Inundaciones Internas, ni de otros suuceso externos.

2.2.7.-Programas de 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 Mantenimiento de las Bases de Licencia de la Central, • Programa de Mejora de la Organización y Factores Humanos, • Programa de Mejora de la Cultura de Seguridad, • Programa para la Adaptación de la Central a la Normativa de Aplicación Condicionada.

Además se incluyen en este apartado los siguientes programas considerados relevantes por CN Vandellós II: • Plan de Acción de Mejora de Gestión de la Seguridad, • Programa de Formación de Personal con y sin Licencia, • Programa de Garantía de Calidad, • Programa de Autoevaluación, • Procedimientos de Operación y Procedimientos de Operación de Emergencia • Plan Estratégico. • Programa de Mejora de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. • Programa de Barras Segmentadas.

El Plan de mayor importancia por su magnitud e impacto en la organización y en el diseño de la central es el Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad (PAMGS). Por ello, se ha dedicado el apartado 2.4 de este informe al tratamiento específico del desarrollo y conclusiones alcanzadas en la aplicación de este Plan.

Por otra parte, los aspectos de organización y factores humanos y de cultura de seguridad han tenido un papel relevante en el PAMGS, y han sido evaluados en detalle, por lo que a continuación se expone un resumen de la descripción incluida en la RPS acerca de los planes de mejora de C. N. Vandellós II en relación a dichos aspectos:

Plan de organización y factores humanos

La descripción de este plan está estructurada en dos apartados, uno dedicado a "Organización" y otro a "Factores Humanos".

En el apartado dedicado a "Organización" se enumeran y describen brevemente una serie de actuaciones acometidas con el objetivo de mejorar la organización y el desarrollo de las personas que la componen. Estas actuaciones proceden de ámbitos muy diversos y responden a necesidades muy diversas, tanto derivadas de requisitos reguladores, como del PAMGS, de cambios estratégicos en la organización del titular, por citar las más representativas. Entre ellas se recogen, por ejemplo, el establecimiento del proceso de gestión de cambios organizativos, la realización de evaluaciones 360° de los miembros del Comité de Dirección y la implantación de planes de desarrollo individual, y el inicio de los muy recientes Programa de Refuerzo Organizativo (PRO) y Gestión del Relevo Generacional (GRG).

En el apartado dedicado a "Factores Humanos" se enumeran y describen brevemente proyectos y actividades que el titular considera dentro del Programa de Organización y Factores Humanos (en adelante OyFH) propiamente dicho. Su presentación se estructura haciendo uso de las siete categorías establecidas por WANO (' World Association of Nuclear Operators") para estas disciplinas de OyFH, si bien el titular sólo ha desarrollado proyectos y/o actividades en las cinco primeras, que son: a) Eficiencia de la organización, b) Actuación humana, c) Cultura de seguridad, d) Autoevaluación y gestión del conocimiento y e) Gestión de trabajos y tareas.

Como resultado final, el titular concluye que las actuaciones abordadas en el Programa de OyFH en el periodo analizado han sido numerosas, destacando lo adecuado de algunas y la necesidad de mejora identificada por otras. Asimismo concluye enmarcando este Programa de OyFH con el PAMGS en marcha y con el inicio del PROCURA, implantado en toda la organización de ANAV tras el suceso de la emisión de partículas radiactivas de C. N. Ascó, señalándose que este último está siendo preparado para "dotar a la Organización de los medios, la voluntad y la motivación necesarios para lograr los objetivos de este Programa de mejora de la seguridad".

Plan de cultura de seguridad (CS)

En el apartado 3.8 sobre Programas de Mejora de la Seguridad del informe de la RPS de C.N. Vandellós II, el Titular incluye el capítulo 3.8.2, que está dedicado al Programa de OyFH. Es dentro de este Programa de OyFH donde el Titular describe las actuaciones en CS. En concreto, de acuerdo a las siete categorías establecidas por WANO ("*World Association of Nuclear Operators*") y empleadas por el Titular para estas disciplinas de OyFH, la tercera está dedicada a la CS.

En este punto el titular describe muy brevemente algunos conceptos asociados al Programa de Cultura de Seguridad. Así, en primer lugar, señala las tres etapas en la evolución de mejora de la CS en una organización: 1) La seguridad se basa únicamente en reglas y en reglamentos, 2) La seguridad es un objetivo a alcanzar por la Organización y 3) La seguridad es siempre mejorable. En este punto el titular se ve asimismo en la etapa 2 al

inicio del periodo de análisis de la RPS, y considera que se ha avanzado en estos diez años hasta la zona alta de dicha etapa 2.

En segundo lugar apunta las referencias metodológicas que le sirven de guía y que, principalmente, responden a los documentos del OIEA; aunque señala que son coherentes con documentos de INPO y de la NRC. Las cinco características en que el OIEA estructura la CS, son las que han servido de marco de referencia al titular para describir sus actuaciones en este período RPS.

En la descripción, el titular identifica 12 indicadores del cuadro de mando integral de ANAV que, en su opinión, sirven para medir la eficacia del Programa de Cultura de Seguridad.

2.2.8. Sistema de Gestión

En la RPS se hace una descripción del sistema de gestión de C. N. Vandellós II, plasmado actualmente en el Manual de Gestión Integrada, revisión 0, de febrero 2007.

A su vez, y formando parte del Sistema de Gestión, a principios del período evaluable, el titular decidió la implantación de la Gestión de Procesos en aquellas actividades que incidían significativamente en el logro de su misión, tomando como referencia el esquema de procesos y subprocesos establecido por el NEI/INPO en el Nuclear Standard Performance Model (NSPM).

Para establecer dicha sistemática de funcionamiento previamente se identificaron y seleccionaron, describieron y documentaron los procesos, y se definieron sus indicadores para la medida de su eficacia.

Se constituyeron grupos de trabajo con personal de diferentes disciplinas, que definieron el alcance de los diferentes procesos, sus interrelaciones e indicadores, todo ello documentado en "*fichas de procesos*" e identificando adicionalmente actuaciones para llevarlo a término. La actuación anterior permitió determinar los procesos y subprocesos, definir los mapas de procesos, así como los indicadores de medida de su funcionamiento. El mapa de procesos de ANAV dividió los procesos en tres categorías: Procesos Estratégicos, Procesos Clave y procesos de Soporte.

Análogamente al mapa de procesos, el titular desarrolló el Cuadro de Mando Integral.

En la RPS, el titular hace una descripción de la evolución de su Sistema de Gestión, que actualmente se encuentra en fase de adaptación a los requisitos de la IS-19, habiéndose establecido un calendario de actuaciones para 2009, de manera que el Sistema de Gestión esté implantado, de acuerdo al contenido de la IS-19, en los plazos establecidos, antes del 01/01/2010.

Asimismo, ANAV ha creado un Grupo de Trabajo de implantación de las actuaciones previstas para el total cumplimiento de la IS-19.

2.2.9 Control de la Configuración

La RPS consiste en una descripción del control de la documentación de la central, y hace énfasis especial en la integración de los Documentos Base de Diseño de los sistemas clase de seguridad en la configuración actual de la central, documentos que han sido elaborados tomando como referencia el contenido y estructura del documento NEI 97-04 Rev. 1: "Design Bases Program Guidelines", que interpreta los requisitos del 10CFR50.2.

Asimismo, la RPS también hace énfasis en las acciones de revisión del proceso de gestión de las modificaciones de diseño para dar cumplimiento a la instrucción IS-21 del CSN en lo relativo a la configuración de los documentos afectados por la implantación de las modificaciones de diseño.

La RPS identifica adicionalmente como área de mejora para la configuración documental de la central, el avance en la digitalización de documentos que desembocará en una mejora de la actualización de los documentos tras cambios de diseño y en una mayor accesibilidad de los mismos para usos posteriores.

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

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) acordó en su reunión del día 16/04/09 establecer a Asociación Nuclear de Ascó – Vandellós II (ANAV) la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) asociada al nuevo Permiso de Explotación de la C.N. Vandellós II y, a tal efecto, emitió la Instrucción Técnica Complementaria (ITC) de referencia CNVA2/VA2/09/01.

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 actuaciones. El titular envió, mediante carta CNV-L-CSN-5156, recibida en el CSN el 1 de octubre de 2009 (nº de Registro 41486) su informe de análisis de cumplimiento de la ITC de la NAC.

Posteriormente ha enviado la siguiente información complementaria:

- Carta CNV-L-CSN-5162– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.118 sobre pruebas periódicas de sistemas eléctricos y de sistema de protección, dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida en el CSN el 14 de octubre de 2009 (nº de Registro 41542).

- Carta CNV-L-CSN-5197– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.153 revisión 1 sobre criterios de protección de sistemas de seguridad de centrales nucleares, dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida el 29 de diciembre de 2009 (nº de registro 23081).

- Carta CNV-L-CSN-5213– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.105 revisión 3 sobre puntos de tarado de instrumentación de seguridad, dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida el 3 de febrero de 2010 (nº de registro 40120).

- Carta CNV-L-CSN-5232– Análisis de cumplimiento de la guía reguladora de la USNRC 1.76 revisión 1 "Design-basis tornado and tornado missiles for nuclear power plants", dentro de la respuesta a la ITC de la NAC, recibida el 23 de febrero de 2010 (nº de registro 40322).

La respuesta del titular se describe seguidamente. Se resalta en negrita la normativa de aplicación condicionada establecida por el CSN y su contenido.

RG 1.13, Revisión 2, 2007 "SPENT FUEL FACILITY DESIGN BASIS"

El titular realizará un análisis de aplicabilidad al diseño de la central de esta guía reguladora, en su revisión 2, contemplando la incorporación de la norma ANSI/ANS 57.2-1983, endosada por esta guía reguladora con el conjunto de adiciones, aclaraciones y excepciones identificados

El titular, en cumplimiento de la ITC sobre la NAC, ha presentado un análisis de cumplimiento de los requisitos del capítulo 6 de la revisión 2 de la citada Norma ANSI aplicables a C. N. Vandellós II. Estos requisitos son los siguientes : 6.1. Spent Fuel Storage and Cask Handling Pools, 6.2. Spent Fuel Cask Handling System, 6.3 Cooling and Cleanup System, 6.4 Spent Fuel Storage Racks, 6.5 Fuel Storage Building, 6.6 Electrical Power, I&C and Communications. Y adicionalmente, ha analizado también las Adiciones, Clarificaciones y Excepciones a la RG- 1.13, revisión 2.

Como resultado del análisis el titular concluye que cumple con el alcance y contenido de la Norma ANSI/ANS 57.2-1983, revisión 2, si bien establece una modificación de diseño documental en relación con el límite de temperatura del agua de la piscina de combustible gastado.

En relación al cumplimiento del límite de temperatura del agua, el titular en su análisis ha verificado que cumple con el límite de los 60 ºC (140º F) requerido en la revisión 2 de la R G. 1.13 revisión 2. Para ello hace uso de los cálculos utilizados en la autorización de la ampliación de la piscina de combustible nuevo y gastado y el recálculo realizado con el miniaumento de potencia térmica nominal, igualmente autorizado, para determinar los valores de la carga térmica máxima en condiciones normal y transitoria, y la capacidad para evacuarla por parte de los sistemas de refrigeración de salvaguardias, encargados de extraer la carga térmica de la piscina de combustible, y alcanza la conclusión de que las temperaturas de equilibrio en las piscinas no superan los 48.9 ºC (120 ºF) con la carga térmica normal máxima ni los 60 ºC (140 ºF) con la carga térmica temporal máxima.

No obstante, aunque demuestra que C. N. Vandellós II cumple con el requisito de limitar la temperatura de la piscina de combustible gastado a 60 ºC, modificará la documentación de diseño y licencia para recoger dicho criterio en lugar de los 65º C hasta ahora establecidos.

R.G. 1.32, Revisión 3, 2004 "CRITERIA FOR POWER SYSTEMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS"

El titular debe realizar un análisis del diseño actual (basado en la revisión 0 de la R.G. y la IEEE Std 308-1971) frente a la revisión 3 de esta guía reguladora, con el objeto de identificar las áreas en que puedan existir discrepancias o debilidades con lo establecido en la revisión aludida.

En cuanto a las modificaciones que introduce la IEEE-308-2001 respecto a la edición de 1974, el titular ha presentado un análisis del grado de cumplimiento genérico de los requisitos de la misma aplicables en C.N. Vandellós.

Como resultado del análisis el titular concluye que en C.N. Vandellós II se cumple con la revisión 3 de la RG-1.32 e IEEE-308-2001 con las siguientes matizaciones:

- Con relación a las Bases de Diseño: Los conceptos propuestos como bases de diseño en la revisión están recogidos en diversos documentos de categoría A actualizables (máxima categoría desde el punto de vista de la seguridad en C. N. Vandellós II).

  Respecto de disponer de toda la información de bases de diseño como indica la Norma en un solo documento, el titular matiza que no se justifica ni se considera práctico el esfuerzo documental que requiere la inclusión de toda la información en un único documento de Bases de Diseño.

- Respecto del cumplimiento de otras Normas IEEE referenciadas en al Norma IEEE Std 308-2001, el titular indica que el análisis de grado de cumplimiento queda englobado en los análisis de cumplimiento con otras guías reguladoras o será tenida en consideración en futuras modificaciones de diseño.

- En el diseño del nuevo sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ) y dentro de todo el marco del proyecto asociado, se ha aplicado la revisión 3 de la RG-1.32, siguiendo la IEEE-308-2001. Se ha revisado en este sentido el capítulo 1.8.3 del Estudio de Seguridad (revisión nº 28 de este documento).

Como conclusión general, el titular manifiesta que utilizará la revisión 3 de la RG-1.32 en el diseño de las futuras modificaciones que tengan un claro nexo con el contenido de las mismas.

RG-1.53 Revisión 2, 2003 "APPLICATION OF THE SINGLE-FAILURE CRITERION TO SAFETY SYSTEMS"

El titular debe emprender un análisis más profundo que el remitido en su análisis inicial, con el fin de verificar que el diseño de los sistemas de protección actualmente instalados en la central están conformes a lo establecido en las revisiones 1 y 2 de la RG-1.53 sobre el cumplimiento del criterio de fallo único, en lo referente a las porciones mecánicas de interfase, como por ejemplo los "tubings" de instrumentación.

Con el fin de cumplir la Instrucción Técnica Complementaria se estudia el grado de cumplimiento de las la RG-1.53, revisión 2, para las interfases mecánicas de toda la

instrumentación del sistema de protección del reactor y actuación de las salvaguardias tecnológicas, con siguiente alcance.: **i)** identificación de las interfases mecánicas de los canales de instrumentación del Sistema de Protección del Reactor a las que son aplicable el criterio de fallo simple, **ii)** determinación de los requisitos de diseño aplicables a dichas interfases para satisfacer el criterio de fallo simple según la RG-1.53 en revisión 2, **iii)** determinación de los criterios que se utilizaron para la realización del diseño de dichas interfases, y **iv)** verificación de su cumplimiento.

Específicamente, el titular ha identificado y analizado las diferencias entre las guías reguladoras 1.53 en revisión 0 (de actual aplicabilidad en C. N. Vandellós II según el apartado 1.8.3 del Estudio de Seguridad) y la revisión 2. Más concretamente, el titular ha estudiado, concepto a concepto, las diferencias entre IEEE-379-1972 y IEEE-379-2000 endosadas por las revisiones 0 y 2, respectivamente, de la RG-1.53, más los comentarios complementarios que realizan las guías reguladoras a la IEEE.

El análisis concluye que no existen diferencias esenciales entre las Normas IEEE-379-1972 y la revisión del 2000, en lo que respecta al criterio de fallo simple, por lo que el titular no identifica acciones adicionales al respecto.

RG 1.76 Revisión 1, 2007 "DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS"

El titular realizará un análisis de aplicabilidad al diseño actual de la central de la guía reguladora 1.76 en su revisión 1.

A falta de otros datos o estudios que pueda presentar el titular, el tornado potencial a considerar será, al menos, el indicado como "región III" en la RG 1.76 (revisión 1), asociado a una velocidad máxima equivalente al F2.

El titular en respuesta a la ITC, ha presentado un estudio de análisis de aplicabilidad de esta guía a la central, estructurado en dos partes. En la primera parte del mismo se evalúa, con un enfoque determinista, la capacidad de las estructuras, sistemas y componentes que desempeñan funciones relacionadas con la seguridad, en la configuración actual de C.N. Vandellós II, incluyendo el nuevo sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ), para soportar los efectos de la velocidad del viento de un tornado clase F2 y de los proyectiles que pudieran ser generados por el mismo.

Este tornado es equivalente al considerado en la región III de la RG-1.76 revisión 1, desarrollaría una velocidad máxima de viento de 72 m/s (velocidad máxima de traslación de 14 m/s y velocidad máxima de rotación de 57 m/s), con un radio del núcleo del vórtice de 45,8 m, y una depresión de 40 mbar con una tasa de caída de presión de 13 mbar/s.

El objetivo principal es identificar, en su caso, aquellas estructuras, sistemas y componentes, cuya capacidad para permanecer funcionales pueda resultar afectada por el tornado propuesto por el CSN. Los resultados muestran una serie de equipos y componentes que resultarían vulnerables a los proyectiles que generaría el tornado.

Una vez obtenidos los resultados anteriores e identificados los componentes cuya funcionalidad se vería afectada por el tornado, la segunda fase del estudio realiza una estimación probabilista de un tornado más realista que pudiera suceder en el emplazamiento de C.N. Vandellós II. Se trata de determinar aquel tornado tal que, la probabilidad de dañar algún componente clase de seguridad, por impacto de proyectiles generados por el mismo, sea inferior al límite de cribado del NUREG-1407, "Procedural and submittal guidance for the individual plant examination of external events (IPEEE) for severe vulnerabilities". Este límite está establecido en una probabilidad anual de fallo del componente de 10^{-6}. Este estudio es un complemento del trabajo realizado en el marco del IPEEE, de "otros" sucesos externos a la central.

El segundo estudio mencionado es un complemento del trabajo realizado en el marco del IPEEE, de "otros" sucesos externos a la central, y su alcance se extiende a la vulnerabilidad de aquellas estructuras y componentes externos a la central, para los que no se puede validar que su diseño cumpla los requisitos de la RG-1.76, teniendo en cuenta el tornado F2 requerido por la ITC de la NAC, y para los cuales se realiza una evaluación realista de su vulnerabilidad a este fenómeno meteorológico. El alcance contemplado es:

- Estructuras metálicas situadas en áreas exteriores.
- Elementos de diseño frágil situados en cotas altas de la central.
- Elementos de diseño frágil situados en cotas bajas de la central.

Como conclusión de la primera fase del análisis realizado, se obtiene que la Central Nuclear Vandellós II está capacitada para afrontar vientos fuertes, pero presenta debilidades para soportar los impactos de proyectiles generados por el tornado de evaluación definido en la RG-1.76. Estos resultados son consecuencia de unos criterios de análisis muy generalistas y conservadores, considerando siempre envolventes y las peores condiciones posibles. Adicionalmente, se ha comprobado que, realizando análisis con hipótesis más realistas y de aplicación específica a la central, las estructuras y componentes que fallan por el efecto del tornado, continuarían manteniendo su integridad estructural y/o funcional.

Con la metodología expuesta en la segunda fase del análisis, para las estructuras metálicas exteriores, se han determinado los espesores mínimos de material requeridos para que exista una confianza en que la probabilidad de fallo de las estructuras conformadas por punzonamiento es menor de 10^{-6}. Las principales estructuras metálicas exteriores presentes a nivel de suelo en C.N. Vandellós II, son los tanques de los sistemas de agua de alimentación auxiliar (sistema AL), sistema de almacenamiento y transferencia de condensado (sistema AP), sistema de almacenamiento de agua de recarga (sistema BN) y sistema de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia (sistema KJ). Los espesores mínimos de chapa de estos tanques son superiores a los calculados, de forma que su vulnerabilidad es inferior a 10^{-6} y por tanto el riesgo asociado a su pérdida es despreciable.

En cuanto a los componentes situados en áreas exteriores, para aquéllos situados en cotas elevadas, la inexistencia de proyectiles que puedan afectarles, asegura la ausencia de vulnerabilidad de la central frente a estos efectos del tornado.

Para los componentes situados a nivel del suelo, se ha analizado su baja vulnerabilidad por encontrarse situados en zonas en las que no existen materiales sueltos susceptibles de convertirse en proyectiles, o se ha evaluado su baja significación para el riesgo.

De acuerdo con el análisis efectuado y teniendo en cuenta que los datos históricos disponibles en España sobre tornados, son escasos y no todo lo completos y contrastados que sería necesario, el titular considera que la adaptación de C.N. Vandellós II a la revisión 1 de la RG-1.76 no supone una mejora significativa para la seguridad.

RG-1.105 Rev. 3, 1999 "INSTRUMENT SETPOINTS FOR SAFETY-RELATED SYSTEMS

El titular ampliará la verificación de la conformidad con la revisión 3 de esta guía, considerando la instrumentación requerida para cumplir las condiciones límite de operación y los requisitos de vigilancia, así como la necesaria para verificar las variables identificadas en la RG-1.97 sobre instrumentación de vigilancia post-accidente, en su edición incluida en su base de licencia.

El análisis que contiene el informe de respuesta a la ITC de la NAC pretende dar respuesta a lo fijado en la ITC determinando:

• El estado actual de los parámetros incluidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, correspondientes a los valores citados en las Condiciones Límite de Operación y en los Requisitos de Vigilancia de cumplimiento de aquéllas, comprobando si dichos valores han sido determinados considerando las incertidumbres de la instrumentación, de acuerdo a la metodología indicada en la guía reguladora.

• El estado actual de la instrumentación de vigilancia pos-accidente, correspondiente a la revisión 3 de la RG-1.97, verificando la existencia de los correspondientes valores de incertidumbres y comprobando si la metodología utilizada para su determinación es acorde con lo requerido por la RG-1.105.

• El estado de la instrumentación que se necesita para emprender acciones de los procedimientos de operación de emergencia.

El análisis de la situación de la instrumentación de C.N. Vandellós II frente a lo especificado en la guía se sintetiza en las siguientes conclusiones:

- En relación con las incertidumbres de los puntos de consigna de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que dan lugar a actuaciones automáticas, el titular confirma que han sido calculados con la metodología ISA-S67.04-1994 (sistema de protección del reactor y de actuación de las salvaguardias tecnológicas, del sistema de protección contra sobre presiones en frío) y CEI-532 "Instrumentation pour la radioprotection- débitmètres à poste fixe, ensambles d'alarmes et moniteurs-rayonements X et gamma d'energie comprise entre 50 KeV et 7 MeV" (los monitores de radiación de área).

- En relación con el análisis de cumplimiento de la instrumentación requerida para cumplir las condiciones límite de operación y los requisitos de vigilancia, y de la necesaria para verificar las variables identificadas en la RG-1.97, sobre instrumentación de vigilancia postaccidente, y de la contenida en los procedimientos de operación de emergencia, solicitado en la Instrucción Técnica, el titular expone las siguientes conclusiones.

- En relación con la consideración de la incertidumbre de la instrumentación en los puntos de tarado de las condiciones límite de operación y requisitos de vigilancia (sin actuación automática), confirma que ésta ha sido calculada con metodología acorde con la norma ISA-S67.04-1994, endosada por la guía 1.105

- Por lo que se refiere al análisis de incertidumbres de los instrumentos de vigilancia postaccidente, el titular plantea que al no existir puntos de consigna asociados a los mismos, no tiene sentido verificar si éstos cumplen o no el estándar ISA requerido por la guía, por lo que el análisis se ha limitado a verificar si dichos instrumentos tienen una incertidumbre identificada y, en su caso, si cumple con los requisitos del estándar ISA.

- Respecto a la instrumentación de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) confirma que cumple la norma ISA-S67.04-1994, endosada por la guía 1.105.

- Para las incertidumbres del resto de lazos de vigilancia pos-accidente, el titular remite a la tabla 7.5.1-1 del Estudio de Seguridad.

RG 1.140, Revisión 2, 2001, "DESIGN, INSPECTION AND TESTING CRITERIA FOR AIR FILTRATION AND ADSORPTION UNITS OF NORMAL ATMOSPHERE CLEANUP SYSTEMS IN LIGHT-WATER-COOLED NUCLEAR POWER PLANTS"

El titular deberá revisar el diseño y pruebas de la unidad de filtrado del sistema de vacío del condensador, CG-AC01, de acuerdo con las posiciones de la guía, en su revisión 1.

Las características de diseño y las pruebas iniciales, están descritas en el capítulo 10.4.2 del Estudio de Seguridad, y en base a esta información ha analizado el cumplimiento con los requisitos de la revisión 1 de esta guía, y ha concluido que la unidad de filtrado de gases incondensables del condensador principal CG-AC01, está diseñada y se prueba cumpliendo los requisitos aplicables de la misma.

Como acción adicional, el titular procederá actualizar el capítulo 1.8.3 del "Estudio de Seguridad" para que el análisis de cumplimiento existente incluya también esta unidad.

R.G. 1.153, Revisión 1, 1996 "CRITERIA FOR SAFETY SYSTEMS"

El titular deberá realizar un análisis de la Norma IEEE603-1991, con un alcance acotado, para el aislamiento de la ventilación de los diversos edilicios que contengan equipos de seguridad, y conexión de la ventilación de emergencia, donde aplique.

En respuesta a esta ITC el titular ha realizado un análisis del grado de cumplimiento con los requisitos existentes en los apartados de la IEEE 603-1991, para los sistemas de

ventilación de edificios que generan señal de aislamiento en operación normal y para los sistemas de ventilación de C.N. Vandellós II, que realizan funciones de aislamiento en los edificios que contienen equipos de seguridad y conexión de la ventilación de emergencia, cuando sea aplicable (edificio de los generadores diesel, recinto de los intercambiadores de las salvaguardias tecnológicas, casa de bombas y salas eléctricas de las salvaguardias tecnológicas y edificio de refrigeración de componentes), y ha concluido que dichos sistemas cumplen con lo requerido por la citada norma, salvo pequeñas excepciones identificadas en el propio análisis presentado. Asimismo, considera que estas excepciones no son relevantes desde el punto de vista de la seguridad.

GL 79-046 "CONTAINMENT PURGING AND VENTING DURING NORMAL OPERATION-GUIDELINES FOR VALVE OPERABILITY", y

GL 79-054 "CONTAINMENT PURGING AND VENTING DURING NORMAL OPERATION"

El titular realizará las acciones siguientes:

1.- Adecuar el estudio realizado para las válvulas de purga de baja capacidad de Ascó al caso específico de Vandellós. Dicho análisis deberá contemplar la operabilidad de las válvulas que puedan abrirse en operación normal, tanto las de 8" como las de 4", o bien justificar su exclusión.

2.- Aportar información sobre el cumplimiento con el IE Bulletin 79-01A, con el fin de descartar el potencial fallo de las válvulas de aislamiento de 8" como consecuencia de los problemas identificados en la GL-79-054 y en el citado boletín, y que afectan a las solenoides de las válvulas piloto del actuador.

3.- Justificar la aparente inconsistencia entre la especificación técnica 3/4.6.1.8.b de la central y el NUREG-0452, ya que la limitación temporal de apertura de las válvulas del sistema de purga en los modos 1 y 4 está requerida en las cartas genéricas analizadas y no contemplada en las Especificaciones de Funcionamiento actualmente de CN Vandellós II. También se justificará si las válvulas motorizadas de 4", que se encuentran cerradas en operación normal y sin dispositivo de enclavamiento, están comprendidas en el alcance de las Especificaciones de Funcionamiento actualmente.

El titular ha presentado un análisis de las cartas genéricas en cuestión y ha concluido que el diseño del la purga de la contención basado en la BTP CSB-6-4, revisión 2, da respuesta adecuada a la cuestión 1 anterior, que las válvulas de aislamiento interno y externo de la purga de contención de C. N. Vandellós II están calificadas para actuar en condiciones de accidente según requiere el IE Bulletin 79-01A, dando respuesta al tema planteado en la cuestión 2, y que las Especificaciones de Funcionamiento actualmente en vigor son compatibles con lo requerido en la cuestión 3 anteriormente expuesta.

En base a estas conclusiones, el titular considera que el sistema de purificación y purga del edificio de contención de C. N. Vandellós II, cumple plenamente con los requisitos normativos que le son aplicables y no requiere acciones adicionales.

GL 80-14 "LWR PRIMARY COOLANT SYSTEM PRESSURE ISOLATION VALVES"

El titular realizará las siguientes acciones:

- Analizar específicamente su situación respecto a la carta genérica de la interconexión del CVC -sistema de control químico y de volumen- con otros sistemas de baja presión cuyo fallo pueda suponer pérdida de inventario del primario (por ejemplo, CVC-RHR –sistema de evacuación de calor residual), postulando la rotura de la conexión del RHR al colector de aspiración de las bombas del CVC, y que

- Justificar la exclusión, en el análisis que se envió inicialmente al CSN:

- **De las conexiones entre el primario y el sistema de toma y análisis de muestras radiactivas (sistema KK).**

- **De las conexiones de ½ pulgadas entre las juntas de la tapa de la vasija y el tanque de drenajes del primario.**

El titular en su respuesta a la ITC mencionada, ha realizado un análisis sobre el diseño y funcionalidad a las cuestiones requeridas.

Como resultado del análisis realizado, el titular concluye que las únicas configuraciones que responden al escenario planteado en la carta genérica, son las correspondientes a las parejas de válvulas de retención, conectadas en serie, existentes en las líneas de inyección a los lazos de refrigerante del reactor. Todas estas válvulas forman parte de la barrera de presión del refrigerante del reactor, están diseñadas según ASME III, clase de seguridad 1 y categoría sísmica 1. Están sometidas a programas de inspección en servicio que vigilan su integridad, funcionalidad y ausencia de fugas, cumpliendo con ello los requisitos que establece la carta genérica. Con ello se garantiza que, a través de las mismas, no se producirá una fuga de refrigerante que suponga un LOCA en el exterior de la contención.

Por tanto, en C.N. Vandellós II concluye que cumple lo establecido en esta carta genérica y no se requieren acciones adicionales.

R.G. 1.118, Revisión 3, 1995 "PERIODIC TESTING OF ELECTRIC POWER AND PROTECTION SYSTEMS"

En la ITC de la NAC se plantea que la revisión 3 de esta guía sea considerada como referencia en futuras modificaciones de diseño, debido a que no está incorporada en la base de licencia.

La revisión 3 de esta guía endosa la IEEE Std 338-1987 "Criteria for the Periodic Surveillance Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems", identificando excepciones a la misma y la correspondiente posición reguladora. Esta R. G. describe una metodología aceptable por la USNRC para llevar a cabo las pruebas periódicas de los sistemas de protección y eléctricos de potencia de centrales nucleares.

Independientemente de lo anterior, en el anexo a la Nota de Reunión adjuntada a la carta CSN-C-DSN-09-52, queda especificado que el titular abrirá un pendiente, con un plazo cerrado, respecto al envío de información adicional sobre los programas y procedimientos de pruebas existentes en la central.

C. N. Vandellós II tiene como base de licencia la revisión 2 de 1978 de esta guía reguladora, la cual endosa la norma IEEE Std 338-1977. La revisión 3 de la RG-1.118 endosa el estándar IEEE 338-1987 como guía válida para cumplir dichos criterios, salvo 3 posiciones reguladoras que clarifican que (1) las definiciones de "sistema de seguridad", "función de seguridad" y "grupo de seguridad" serán las del estándar IEEE 603-1991; (2) las conexiones provisionales deberán verificarse en la prueba de un sistema lógico y (3) las pruebas funcionales de la lógica comprenderán desde tan cerca como sea posible del sensor hasta, sin incluir, el dispositivo de actuación final.

El titular, en su respuesta a la carta CSN-C-DSN-09-52 mencionada, identifica como aspectos novedosos de la revisión 3 de la guía los recogidos en las posiciones reguladoras 1 y 3 y en el punto 3 de la posición 2 de la IEEE-603-1991, relativos a las definiciones de "sistema de seguridad", "función de seguridad" y "grupo de seguridad" y alcance de los procedimientos de pruebas de sistemas y documentación de cambios temporales cuando haya alguna alteración no resuelta en la prueba, en lugar de las existentes en la IEEE-338-1987.

El análisis del titular sobre estas diferencias concluye que las definiciones mencionadas están acordes con lo establecido en el capítulo 1.8.3 del Estudio de Seguridad, que los cambios temporales en pruebas se documentan en la central según un procedimiento acorde con la posición reguladora y que en relación a los procedimientos de prueba de circuitos lógicos confirma que los sensores no entran en el alcance de la misma.

Adicionalmente, el titular confirma que los procedimientos de pruebas periódicas de los sistemas eléctricos y de protección del nuevo sistema de "Agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas", así como el resto de modificaciones realizadas en el marco del proyecto EJ, se elaboraron siguiendo las directrices de la revisión 3 de la guía reguladora y de la norma IEEE-338-1987. Se ha revisado, en este sentido, el capítulo 1.8.3 del Estudio de Seguridad, e incorporado estos documentos en las bases de licencia de la central.

Para los restantes sistemas se cumple la revisión 3 de la RG-1.118 y la IEEE-338-1987, con matizaciones que tienen relación con el estado de aplicación en C.N. Vandellós de otras normas referenciadas en el estándar IEEE 338-1987 que no constituyen base de licencia de la central[1].

Como conclusión final, el titular confirma que la revisión 3 de la guía reguladora 1.118 será tomada como referencia para su aplicación en futuras modificaciones de diseño

---

En la PDT suplemento de la RPS asociada a esta Propuesta de Dictamen Técnico se identifican estas normas y estándares.

2.4.- Descripción y resultados del Plan de acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad (PAMGS).

2.4.1.- Antecedentes

Tras la rotura de la boca de hombre de la tubería del Sistema de agua de servicios esenciales (Sistema EF) en agosto de 2004, el titular inició una serie de análisis orientados a la emisión de un plan de acción que corrigiera las causas raíces del evento y a evitar la repetición de sucesos de la misma naturaleza en el futuro.

Pese a la significación para el riesgo que el incidente había tenido, las propuestas presentadas por el titular no tenían el alcance necesario para la identificación de los problemas que se pusieron de manifiesto ni de sus análisis correspondientes. Entre los años 2004 y 2005, se presentaron cuatro propuestas de actuaciones que fueron desestimadas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) por considerarse insuficientes (no identificaban todas las causas y contribuyentes al suceso) e incompletas (no incorporaban acciones orientadas a los órganos de gobierno de ANAV y las actuaciones no ofrecían suficientes garantías de resolver las causas raíces).

La primera versión del PAMGS finalmente apreciada favorablemente por el CSN (revisión 2) se emitió en el mes de agosto de 2005, transcurrido un año desde el suceso. El factor que contribuyó a esta dilación en mayor medida fue la lenta respuesta de ANAV a la hora de incorporar en el Plan actuaciones dirigidas a resolver debilidades identificadas como clave en la ocurrencia del suceso.

En esta versión del plan aún persistían debilidades, especialmente en la incorporación de acciones para dar respuesta a algunas de las conclusiones de las evaluaciones externas realizadas, lo que llevó al CSN a emitir un extenso condicionado para la apreciación favorable del PAMGS que requería, entre otros aspectos, la constitución de un Grupo de Asesoramiento Externo (GAE) que llevara a cabo una serie de recomendaciones de aspectos a incorporar en el Plan basándose en todos los diagnósticos existentes.

En su informe de apreciación favorable de la revisión 2 del Plan de Acción, el CSN incluyó un requerimiento por el que exigía que se evaluaran, desde el punto de vista de la seguridad, las actuaciones de Junta de Administradores en el incidente de agosto de 2004, y que las acciones correctoras derivadas de la evaluación se incorporaran al Plan de Acción. La citada evaluación fue encargada por el titular a WANO. Esta entidad llevó a cabo un proceso de Revisión de Pares ("Peer Review") en septiembre de 2005, mediante el que evaluó el papel desempeñado por la Junta de Administradores (en adelante JJ. AA.), en el incidente del sistema de agua de servicios esenciales de agosto de 2004 desde el punto de vista de la seguridad.

La JJ. AA., apoyándose en las conclusiones de la evaluación, estableció los puntos claves que sirvieron de punto de partida para elaborar el conjunto de recomendaciones que incorporaron finalmente en el propio Plan de Acción, en cumplimiento del requerimiento del CSN. La modificación del Plan de Acción aceptado por el CSN con las recomendaciones mencionadas constituyó la revisión 3 del mismo.

Seguidamente, dicho Plan fue evolucionando para la inclusión de requerimientos y compromisos con el Consejo de Seguridad Nuclear, la incorporación de conclusiones de

distintas evaluaciones externas y por el requerimiento incluido en el propio Plan de revisarlo periódicamente. En la última revisión (revisión 4 de marzo 2007), apreciada favorablemente por el CSN en su reunión del día 18 de abril de 2007, ANAV incorporó al PAMGS el proceso a seguir para la validación de las acciones implantadas, la verificación de la eficacia de los resultados obtenidos y su posterior cierre. Este proceso fue desarrollado en mayor detalle por ANAV en dos guías de gestión (GG-0.05 "Guía para la implantación de las acciones del PAMGS" y GG-0.06 "Guía para la verificación de la eficacia del PAMGS".

Finalmente, el cierre del PAMGS fue apreciado favorablemente por el CSN en su reunión del día 26 de mayo de 2010, una vez que las acciones pendientes del mismo habían sido incorporadas en el plan PROCURA que ANAV está aplicando a su organización.

2.4.2 Descripción del PAMGS. Mecanismos de supervisión y de verificación

Objetivo y origen del PAMGS

El Plan de Acción de Mejora de Gestión de la Seguridad (en adelante PAMGS) ha sido un plan de gran relevancia para CN Vandellós 2 y para ANAV, que ha supuesto la implantación de un conjunto de acciones correctivas y de mejora que han comportado un cambio cultural de la organización del titular en relación con sus responsabilidades de seguridad nuclear, a la vez que cambios sustanciales en los distintos programas y actividades de la explotación de C.N. Vandellós II. Aspectos tales como las instalaciones de la central, los programas de inspecciones, la estructura de la organización y las dotaciones de plantilla asociadas, la profundización del concepto de la seguridad nuclear como valor prioritario en la explotación, el proceso de toma de decisiones operacionales, las actividades de preparación de los trabajos, la gestión de proyectos de inversión y de modificaciones de diseño, la relación entre departamentos y la comunicación externa e interna, se han visto impactados considerablemente por las lecciones aprendidas del suceso, vehiculadas en su mayoría a través del proyecto del PAMGS

Este plan tuvo como fin resolver, en un horizonte temporal de cuatro años desde su apreciación favorable por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en agosto de 2005, las causas que habían originado los problemas organizativos y de gestión de la seguridad así como los de carácter técnico, identificados tras el incidente del sistema de agua de servicios esenciales (EF) del 25 de agosto de 2004, mediante el desarrollo de 36 acciones de diferente naturaleza distribuidas en cinco programas: gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño, inspecciones y vigilancia, de las cuales 18 eran de carácter organizativo y de gestión del titular, 1 de relación con el CSN y 17 relacionadas con mejoras y modificaciones físicas en la instalación

Las 19 primeras acciones del PAMGS, de carácter organizativo y de gestión, identificadas como EFR.-1 a EFR-19 están encuadradas en los cuatro primeros programas del Plan citados; mientras que las restantes, desde la EFR-20 a la EFR-36, se encuadran en el programa de mejoras de diseño, inspecciones y vigilancias, todas ellas acciones físicas excepto la acción EFR-34 que tiene carácter de gestión aunque esté encuadrada en este programa, ya que tiene como objetivo la identificación de las causas básicas de las situaciones relevantes de C. N. Vandellós II, analizadas junto con el incidente del sistema de agua de servicios esenciales (sistema EF) de agosto de 2004.

Mecanismos de supervisión del PAMGS

El titular, a instancias del CSN, introdujo en su Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad, los procesos de supervisión y auto-evaluación, como mecanismos para medir la efectividad de dicho plan en relación al avance de la organización en la mejora de la gestión de la seguridad de la central. Un elemento de supervisión lo constituyen las evaluaciones externas de Grupos u Organismos internacionales, tales como los de la Dra. Sonja Häber de reconocida solvencia internacional en materia de cultura de seguridad, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y un Grupo de Asesoramiento Externo (GAE), que elaboró las recomendaciones en las que se apoyó la confección básica del Plan de Acción. La composición del GAE fue examinada y aceptada por el CSN, dado el papel relevante que tendrían sus evaluaciones y recomendaciones Todas estas agrupaciones desarrollan procesos de evaluación dirigidos a determinar el avance del titular en la gestión de la seguridad en C. N. Vandellós II.

Otro elemento de supervisión son las evaluaciones internas realizadas dentro del ámbito de la organización del titular. Estas evaluaciones constituyen un complemento a las evaluaciones externas, y en ellas se desarrollan procesos de evaluación de resultados de encuestas de personal sobre el grado y ritmo de asunción de la cultura de seguridad en la propia organización y de autoevaluación de las unidades organizativas, pero focalizado éste hacia aspectos específicos que fijan las acciones del Plan.

Los elementos de supervisión del plan se han completado con un sistema de indicadores de funcionamiento, que le permitió al titular realizar un adecuado seguimiento del desarrollo de las acciones que lo integran.

Proceso de verificación de la eficacia de acciones del PAMGS

Durante el desarrollo del PAMGS, el titular, de acuerdo con del Consejo de Seguridad Nuclear, consideró la necesidad de establecer un proceso que buscara determinar si las acciones del PAMGS lograban su objetivo de evitar la recurrencia de las situaciones relevantes que habían tenido lugar en ANAV. Por consiguiente, el objetivo de dicho proceso era verificar si con la implantación de las acciones del Plan, quedaban eliminados los elementos de diagnóstico (causas raíz y factores contribuyentes) causantes de las deficiencias de cultura de seguridad que se pusieron de manifiesto con motivo de la investigación del incidente del sistema de esenciales de agosto de 2004, y de otros sucesos importantes, es decir, determinar si las acciones del plan han sido eficaces.

Mediante la aplicación de dicho proceso tal y como está diseñado, se lleva cabo una verificación simultánea de la eficacia de todas las acciones y del plan en su conjunto, en base a la consideración de que, pese a que todas las acciones de un plan fueran eficaces, ello no asegura que la totalidad del plan lo sea de forma automática, puesto que cabría la posibilidad de que el plan fuera incompleto en lo que a número y/o naturaleza de acciones se refiere

El alcance del proceso de verificación de la eficacia definido para el PAMGS, abraca a todas las acciones organizativas y de gestión de la seguridad. El motivo que llevó a excluir del mismo las actuaciones físicas fue que, a diferencia de las anteriores, es que éstas proporcionan resultados fácilmente medibles a través de los datos operativos, mientras que

para el resto es necesario medir de forma indirecta los efectos que provocan en distintas áreas o procesos de explotación de la central.

El proceso de verificación, constituye el último paso del PAMGS para su cierre, y es un proceso formal que mide la eficacia de las 19[2] acciones de mejora de carácter organizativo y de gestión de la seguridad que posibilita conocer su grado de efectividad, individual y conjuntamente, en la consecución de su objetivo y, por consiguiente, permite identificar las áreas en donde se han asentado bases sólidas compatibles con el fin del PAMGS y aquéllas otras que hay que reforzar y mejorar para alcanzar tal fin.

2.4.3 Desarrollo del PMAGS

Implantación de las acciones organizativas y de gestión de la seguridad

El año 2009 comenzó con todas las acciones de mejora organizativas y de gestión del PAMGS incluidas en los programas de "Gestión & Liderazgo", "Organización", "Sistemas de Gestión" y "Comunicación", implantadas, validadas y cerradas, siguiendo un proceso formal y bien establecido y documentado de gestión de proyectos.

El 55% de las acciones implantadas mediante el PAMGS (es decir, 20 de un total de 36) corresponden a actividades de índole organizativa o de gestión. Dichas acciones fueron agrupadas en cuatro Programas distintos, según los objetivos generales perseguidos con ellas:

- Programa de Gestión y Liderazgo: El principal objetivo de este Programa era fomentar en los Directivos y en los mandos de ANAV el liderazgo en materia de seguridad, con el fin de que éstos fomentaran entre su personal la aplicación en el trabajo cotidiano de los valores declarados de ANAV.

- Programa de Organización: El propósito de este Programa era realizar cambios en la estructura organizativa de ANAV y en la definición de funciones asociada, así como incrementar los recursos propios de la organización para mejorar su eficiencia y capacidad priorizando en todo momento los aspectos de seguridad.

- Programa de Sistemas de Gestión: Con este Programa se buscaba mejorar los sistemas de gestión de ANAV mediante la mejora en unos casos y la creación en otros de los procedimientos de gestión que regulan y dan soporte a actuaciones estrechamente vinculadas con la seguridad.

- Programa de Comunicación: Los objetivos perseguidos con este Programa eran reformular la comunicación interna de ANAV (para orientarla al refuerzo de la cultura de seguridad y establecer los canales y medios que soportaran dicho

[2] La acción relativa a la comunicación externa de ANAV, en especial con el CSN, no ha sido considerada valorable por el titular

cambio), mejorar sustancialmente la cooperación interdepartamental y, finalmente, mejorar la comunicación con el Regulador.

Como consecuencia de la implantación de los mencionados Programas, el PAMGS ha conllevado para el titular la generación de múltiples nuevas actividades o la modificación de varias de las existentes, mediante la emisión o revisión de procedimientos, la impartición de programas intensivos de formación, la actualización de la estructura organizativa de la organización, el aumento de dotaciones y el refuerzo de determinados comportamientos.

De entre todas las acciones organizativas o de gestión implantadas mediante el PAMGS (que se describen con mayor detalle más adelante en este mismo apartado) cabe destacar los siguientes:

- La implantación de un proceso formal de toma de decisiones operacionales basado en los estándares de la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO).

- La definición y comunicación de nuevas expectativas de comportamiento para los distintos roles de la organización (mandos, supervisores y conjunto del personal),

- La supervisión y refuerzo de dichas expectativas mediante la emisión de nuevos programas de inspección de planta y de observación de tareas,

- La reformulación de la Misión, Visión y Valores corporativo

- La formación de más de 300 mandos de la empresa en habilidades de gestión y liderazgo.

- La revisión en profundidad del proceso seguido para la definición de objetivos estratégicos y operativos, el cambio en el método utilizado para medir y valorar el desempeño de los mandos de ANAV.

- La reestructuración organizativa enfocada a clarificar responsabilidades y reforzar el apoyo técnico a las centrales.

- La revisión de las funciones del área de Garantía de Calidad, las modificaciones en la estructura y el funcionamiento de los Comités de Seguridad (tanto de la central como del Explotador) de ANAV, y el refuerzo del Programa de Cultura de Seguridad.

- La mejora sustancial del Programa de Acciones Correctivas (PAC).

- La emisión de un nuevo Manual de Gestión Integrada que recoge los requisitos establecidos por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA),

- La priorización de solicitudes de modificaciones de diseño y de planificación de inversiones de acuerdo a criterios de seguridad frente a cualquier otro criterio.

- La emisión de un Cuadro de Mando Integral que permite llevar a cabo el seguimiento del funcionamiento de los distintos programas de la organización.

– La mejora de la transmisión de la experiencia operativa y el establecimiento de unos requisitos mínimos de calidad de la información y documentación a transmitir al CSN.

El conjunto de actividades antes mencionadas ha supuesto, como ha sido reconocido por el propio titular, resultados desiguales según la acción a la que se haga referencia, por lo que en algunos casos ha sido necesario reforzar algunos aspectos incorporándolos en el recientemente emitido Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (PROCURA), que es de aplicación a las dos centrales gestionadas por ANAV. Como principales aspectos a reforzar, cabe destacar la consecución de una adecuada dotación de recursos propios, la mejora de la cooperación interdepartamental, la transmisión e implantación efectiva de expectativas de comportamiento basadas en la seguridad y la supervisión de los trabajos.

Los resultados diversos obtenidos por el titular con la implantación de las actuaciones organizativas y de gestión del PAMGS, han evidenciado la importancia de lograr que éstas alcancen a todos los niveles de la organización y sean interiorizadas por parte de los ejecutores de las tareas rutinarias, por lo que se aprecia como elemento clave el liderazgo ejercido por parte de la Dirección de cara al impulso de dichas actuaciones en todos los frentes bajo su responsabilidad. Esta lección aprendida debe ser motivo de especial atención en el desarrollo del Plan PROCURA mencionado anteriormente.

Implantación de las acciones físicas. Modificaciones del diseño de la refrigeración de salvaguardias tecnológicas y de sus sistemas soporte

El PAMGS ha comportado, además de diversos de cambios en estructuras, procesos y sistemas de gestión de ANAV, un número significativo de modificaciones físicas en las instalaciones de ANAV y cambios en frecuencias y métodos de inspección de estructuras, sistemas y componentes importantes de la central, que han mejorado significativamente la seguridad operativa de la central.

Actualmente, todas las acciones físicas, a excepción de las fijadas para el sistema de agua de servicios no esenciales (sistema EA de "no seguridad"), están implantadas. La implantación de dichas acciones culminó con la finalización de la autorización de las modificaciones de los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas y de sus sistemas soporte, fijadas en el programa de las mejoras de diseño, inspecciones y vigilancia, y que fue llevado a cabo en los años 2007 y 2009.

Mediante las modificaciones del diseño de la refrigeración de las salvaguardias de C. N. Vandellós II se ha implantado un foco frío propio, en sustitución del anterior, a los sistemas de agua enfriada esencial (GJ) y de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia, dotándolos de aerorrefrigeradores. Antes de la modificación, estos sistemas evacuaban la carga térmica extraída de los equipos de salvaguardias y sus sistemas soporte, al mar Mediterráneo, a través del sistema de agua de servicios esenciales (EF), y tras la implantación de la modificación de diseño en cada uno de ellos, el calor lo disipan a la atmósfera a través de los nuevos aerorrefrigeradores instalados.

En cuanto a la implantación del nuevo sistema de agua de servicios esenciales, está diseñado como sistema de clase de seguridad, de doble tren con tubería clase III de ASME

y cada tren con su correspondiente torre de refrigeración de tiro forzado que incluye en el circuito una balsa de agua dulce, con una capacidad tal que posibilita el funcionamiento del sistema el tiempo suficiente para hacer frente a las condiciones operativas más desfavorables de la central consideradas en la base de licencia. Este sistema disipa el calor que extrae del sistema de agua de refrigeración de componentes y lo disipa a la atmósfera en vez de al mar como lo hace el actual sistema de servicios esenciales. El diseño del nuevo sistema, ha permitido desclasificar el actual sistema de esenciales (EF) como sistema de clase de seguridad, que actualmente está operativo y en funcionamiento sólo durante la operación de la central.

Todas estas modificaciones evitan la problemática inherente al diseño original de dichos sistemas, y con ellas se incrementa la fiabilidad de los mismos y se alcanza la diversidad e independencia necesarias para refrigerar los equipos requeridos como salvaguardias tecnológicas y sus sistemas soporte, lo que ha supuesto un incremento del nivel de seguridad de la central respecto de la situación anterior Los sistemas de agua enfriada esencial y de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia modificados, así como el nuevo sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (EJ) están actualmente operativos y entran en funcionamiento cuando son requeridos.

El proyecto de estas modificaciones se estructuró en dos fases de desarrollo:

i) 1ª fase (Recarga 15 año 2007). Englobó las modificaciones de diseño en los sistemas GJ - sistema de agua enfriada esencial y KJ - sistema de agua de refrigeración de los generadores diesel, junto con la eliminación de la tubería de 300 mm del actual sistema EF, a través de la cual se refrigeraban componentes de dichos sistemas.

ii) 2ª fase (Recarga 16 año 2009). Construcción, montaje y puesta en servicio del sistema EJ de refrigeración de salvaguardias.

Para entender la distinta problemática y lecciones aprendidas surgida en cada fase del proyecto, es necesario diferenciar claramente la gestión llevada a cabo por el titular en cada una de ellas: la primera se consideró un proyecto ajeno a la organización, lo que conllevó una falta de apoyo dado al proyecto, hecho que ocasionó dificultades tanto en la organización del proyecto como en su planificación, seguimiento de fabricación de materiales y componentes, coordinación y ejecución; mientras que en la segunda fase, el titular se integró en el proyecto, tomando medidas correctoras que minimizaron en gran medida dichas dificultades.

La decisión del titular de no integrar la gestión de la primera fase del proyecto en su propia estructura organizativa, determinó que ANAV involucrara recursos propios de su organización en el desarrollo de esta fase del proyecto, sin que ello estuviera previamente planificado. Con el fin de compensar esta situación y su impacto en el desarrollo y ejecución de las actividades de la segunda fase del proyecto, ANAV a partir de un determinado momento, programó la incorporación de los recursos que estimó necesarios para compensar la falta de experiencia de los gestores y suministradores del proyecto EJ. La integración de ANAV en la organización del proyecto EJ, aportó el complemento necesario para cubrir determinados aspectos de la ejecución y puesta en servicio del sistema EJ.

Ejemplos de la problemática que surgió durante la primera fase del proyecto y que fue corregida durante la segunda fase son las deficiencias identificadas en planificación, en el diseño de las modificaciones, en la gestión de repuestos, en pruebas, en montaje y en coordinación.

Estas debilidades fueron corregidas durante la ejecución de la segunda fase del proyecto, correspondiente a la implantación del nuevo sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas, EJ. La integración del titular en la organización del proyecto, aportando el complemento de experiencia que la faltaba a los suministradores que lo necesitaban, permitió resolver los aspectos antes citados.

Por último, cabe destacar que este proyecto ha supuesto para el titular una experiencia piloto en lo que a la aplicación de criterios de factores humanos al diseño de grandes modificaciones se refiere.

2.4.4.- Mecanismo de supervisión del PAMGS: evaluaciones de la cultura de seguridad

Desde el inicio el PAMGS y a lo largo de su desarrollo, se han realizado 3 evaluaciones externas de cultura de seguridad (2005, 2006 y 2008) y 4 evaluaciones internas (2005, 2006, 2007 y 2008), con el objetivo de evaluar el grado de integración de las características que el OIEA considera sintomáticas de una buena cultura de seguridad en el conjunto de actividades que se desarrollan en la central y en los servicios corporativos. Sus resultados han mostrado la evolución con el tiempo del grado de asunción de la cultura de seguridad por parte de la organización de ANAV.

La última evaluación externa ha puesto de manifiesto que, aunque se han producido mejoras desde el año 2006, no han habido variaciones estadísticamente significativas en las percepciones entre el personal acerca de la situación de Vandellós II. Se han evidenciado mejoras relativas a aspectos como la toma de decisiones a través del Comité de Seguridad Nuclear de la Central, y al estado de las condiciones materiales de la instalación, aunque sigue siendo ésta una clara área de mejora conseguir que los cambios hacia una cultura más constructiva alcancen a todos los niveles de la organización, incluyendo a las empresas colaboradoras habituales.

Las evaluaciones internas, por su parte, han evidenciado que, entre los años 2005 y 2009, el personal de ANAV ha mejorado su percepción de la cultura de seguridad en su instalación, en cuanto a liderazgo de la Dirección y clarificación de las responsabilidades, e identifica a la referida a la integración de la seguridad en las actividades de explotación, como característica con mayor margen de mejora. Esta característica es importante porque mide aspectos tales como si la confianza impregna la organización, si existe cooperación interdisciplinar, interdepartamental y trabajo en equipo, si existen buenas condiciones de trabajo en términos de urgencias, carga de trabajo y estrés y si es buena la calidad de los procesos, desde la planificación a su implantación y revisión.

2.4.5.- Proceso de verificación de la efectividad del PAMGS e informe final de cierre.

La metodología de verificación de la eficacia diseñada por el titular consistió, básicamente, en partir de los diferentes análisis de diagnóstico (8) realizados como base para desarrollar

el PAMGS; en ellos se identificaron todos los elementos de diagnóstico (58) (principalmente causas y factores causales); a cada elemento se asociaron las diferentes acciones de mejora organizativa y de gestión del PAMGS (19 acciones de mejora , identificadas como EFRs) que pretendían resolverlos, resultando en 131 parejas "elemento de diagnóstico – acción de mejora EFR"; a cada una de dichas parejas se asociaron una o varias de las cinco técnicas de medida a emplear (encuestas ya disponibles, entrevistas, observaciones en campo, indicadores y revisión documental), resultando en 184 tripletas "elemento de diagnóstico – acción de mejora EFR – técnica de medida" y, finalmente, para cada tripleta se establecieron criterios de aceptación específicos.

El diseño de este proceso de verificación fue concebido por cuatro técnicos de la oficina de proyecto del PAMGS, pertenecientes a ANAV (1), Tecnatom (2) y Betegon y Cuesta Asociados (1); utilizando criterios de juicios de expertos, trabajo independiente y comparación y consenso de aproximaciones.

El citado proceso de verificación de la eficacia ha sido aplicado mediante una misión de dos semanas, entre el 4 y 14 de mayo de 2009, en C.N. Vandellós II, en la que participaron 15 personas de ANAV, Tecnatom y Betegon y Cuesta.

Durante la aplicación de este proceso, se han revisado todas las acciones organizativas y de gestión del Plan y se han comparado los resultados obtenidos con los Elementos de Diagnóstico (hasta un total de 58), con el fin de identificar cuales de ellos han sido resueltos y en cuáles persisten todavía debilidades que deben ser objeto de posteriores actuaciones.

Específicamente, el proceso definido identifica dos actividades diferenciadas que debían realizarse simultáneamente para validar la eficacia del PAMGS:

- Evaluación del impacto que ha tenido el PAMGS de cara a la corrección de los elementos de diagnóstico identificados a raíz del incidente de agosto de 2004 del sistema EF de agua de servicios esenciales. Para ello, debe llevarse a cabo la verificación de la eficacia individual de cada una de las acciones de los programas organizativos y de gestión del PAMGS.

- Identificación y priorización de los comportamientos a reforzar de cara al mantenimiento de los objetivos del PAMGS cuando éste finalice. Para ello, se fijar un programa de refuerzo de comportamientos que establezca barreras adicionales destinadas a evitar eventos de la misma naturaleza.

Las principales conclusiones del proceso de verificación han sido las siguientes:

Los resultados obtenidos han permitido al titular afirmar que un 70% aproximadamente de los elementos de diagnóstico han sido adecuadamente resueltos. Los principales cambios que se han experimentado en ANAV que permiten hacer esta afirmación se encuentran se sitúan en los procesos internos como los que se indican a continuación:

- Organización, debido tanto al fortalecimiento de los Órganos de Gobierno como por la revisión en profundidad de las funciones, responsabilidades e interfases entre los departamentos de ANAV.
- Evolución en el proceso de los recursos humanos a partir de 2009.
- Implantación de un programa de inspecciones de planta y observaciones.
- Desarrollo de un nuevo programa de cultura de seguridad.

- Cambios profundos en los procesos de modificaciones de diseño y de priorización de inversiones en el sentido de valorar los proyectos en base a criterios de seguridad
- Emisión de un nuevo Plan General de Comunicación Interna y cambios en la comunicación con el Organismo regulador.

En casi un 30% de los elementos de diagnóstico se han identificado aspectos no resueltos por lo que, con el fin de dar por cumplidos todos los objetivos del PAMGS, se estima necesario completar las tres actuaciones siguientes:

1. Implantar de forma efectiva el Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (PROCURA) emitido por ANAV en 2009, como respuesta al incidente e liberación de partículas radiactivas ocurrido en C. N. Ascó I y notificado al CSN el 4 de abril de 2008, puesto que este Plan recoge la mayoría de las debilidades que persisten en la organización de ANAV una vez el PAMGS ha sido implantado.

Entre ellas están las dedicadas a solucionar debilidades existentes en las áreas siguientes:

- Supervisión de trabajos realizados por empresas contratistas,
- Implantación efectiva tanto de normas como de expectativas de comportamiento,
- Mejoras en los procesos de toma de decisiones y de análisis y tratamiento de la experiencia
  Operativa, y
- Cooperación interdepartamental entre los distintos departamentos que conforman la organización del titular.

2. Alcanzar los objetivos previstos por el Plan de Refuerzo Organizativa (PRO) de ANAV, en el sentido de dotar a la organización de los recursos cualificados necesarios para abordar los retos previstos a medio y largo plazo. Dichos recursos ya habían sido identificados previamente por el personal directivo de ANAV en el 2005.

3. Para aquellas debilidades del PAMGS no cubiertas por el PROCURA, se han propuesto y aprobado cinco acciones adicionales que serán gestionadas a través del Programa de Acciones Correctivas (PAC) de la central. Estos son temas de más detalle que los incluidos en las líneas de actuación del PROCURA y son relativos a cambios del procedimiento de contratistas, a la metodología y al proceso de monitorización de estructuras y componentes a implantar, a la sistemática de preparación del "Word Package" y a la revisión del procedimiento de gestión de modificaciones de diseño para incorporar los requisitos de la Instrucción IS-21.

2.4.6.- Verificación externa de la organización y de la gestión de la explotación de la central por el OIEA

Adicionalmente, del 21 de septiembre al 8 de octubre de 2009, el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), en respuesta a un requerimiento del Gobierno Español, reunió un equipo de 18 expertos internacionales con la finalidad de llevar a cabo una Misión OSART (*Operational Safety Assessment Review Team*) en la central nuclear Vandellós 2. El equipo estuvo formado por expertos de distintas áreas procedentes de Armenia, Bélgica, la República Checa, Francia, Hungría, Eslovaquia. Suiza, Gran Bretaña y los Estados

Unidos, junto con observadores de Holanda y China, así como cuatro funcionarios del propio OIEA.

Este equipo llevó a cabo una exhaustiva revisión de la seguridad operativa de la central, analizando los programas y actividades esenciales para asegurar que la seguridad nuclear de la instalación cumple con los requisitos internacionales establecidos por el OIEA en nombre de las Naciones Unidas.

La revisión cubrió las áreas de Gestión, Organización y Administración (MOA), Formación y Cualificación (TQ), Operación (OP), Mantenimiento (MA), Soporte Técnico (TS), Experiencia Operativa (OEF), Protección Radiológica (RP), Química (CH) y Preparación y Planificación para Emergencias (EPP).

La Misión OSART de Vandellós fue la número 153 que el OIEA lleva a cabo en países de todo el mundo desde que el programa empezó en 1982, y la 5º en España y concluyó con un total de seis recomendaciones, ocho sugerencias y cinco buenas prácticas. Las principales recomendaciones y sugerencias son coherentes y compatibles con determinadas acciones en curso del Plan de Acción de Vandellós II.

Las seis recomendaciones fueron las siguientes:

1. Se debe reforzar la presencia de jefes y supervisores en campo (para comunicar objetivos, expectativas y corregir comportamientos inadecuados).

2. Los jefes deben involucrarse adecuadamente en la gestión de la formación y responsabilizarse del contenido de los programas de formación (para tener una formación adecuada y que el personal esté bien cualificado).

3. Los jefes deben mejorar su formación en los principios y prácticas del SAT, un proceso sistemático que asegura el desarrollo y mantenimiento de programas de formación efectivos (para mejorar el papel de la formación en la mejora de la seguridad).

4. Debe reforzarse el programa FME de "exclusión de materiales extraños" para que se aplique de forma consistente en todos los departamentos y se alcance el grado de implantación adecuado (para evitar que la intrusión de materiales pueda causar daños en equipos o contaminación de materiales).

5. El programa para detectar, reportar y resolver deficiencias relacionadas con la condición material, debe ser reforzado y mejor estructurado (para mejorar el control y seguimiento de pequeñas fugas u oxidaciones).

6. Debe establecerse un programa sistemático de monitorización, seguimiento y autoevaluación de la efectividad del proceso de experiencia operativa (para medir globalmente el proceso y evitar que se pierdan oportunidades de aprender y utilizar información importante derivada de experiencias propias o ajenas).

Por su parte, las sugerencias son aspectos de menos alcance y los temas involucrados son los relativos a cualificación del personal de contrata, al cumplimiento de normas de seguridad, a los medios para la formación de personal, a métodos más rigurosos para comunicar inoperabilidades, a expectativas de los auxiliares reoperación en cuanto a

observaciones en campo y acciones correctivas, a reforzar medias de control de la contaminación, a mejoras en el sistema de toma de muestras post-accidente para proporcionar blindajes y métodos de transporte adecuados y mejoras del control y al almacenamiento de productos químicos y otras sustancias.

Las recomendaciones y sugerencias han sido analizadas por el titular, identificando veinticinco acciones de mejora a implantar para resolver las debilidades identificadas por las seis recomendaciones y las ocho sugerencias. De ellas dieciocho acciones han sido incorporadas al PAC, mientras que las siete restantes han sido incorporadas al PRO y al PROCURA.

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 y cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada. También se han evaluado los resultados del proceso de valoración de la efectividad de las acciones del Plan de Mejora de la Gestión de la Seguridad.

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, salvo aquellas cuyo plazo de cumplimiento aún no ha vencido.

En el Suplemento 2 a la presente Propuesta de Dictamen Técnico se presenta una descripción detallada, tanto de los análisis realizados por el titular como de las evaluaciones efectuadas por el CSN respecto, y exclusivamente, de la Revisión Periódica de la Seguridad.

En el Suplemento 3 a la presente Propuesta de Dictamen Técnico se presenta una descripción detallada, tanto de los análisis realizados por el titular como de las evaluaciones efectuadas por el CSN respecto de la Normativa de Aplicación Condicionada.

En el Suplemento 4 a la presente Propuesta de Dictamen Técnico se presenta una descripción detallada, tanto de los análisis realizados por el titular como de las evaluaciones efectuadas por el CSN respecto del Plan de Mejora de la Gestión de la Seguridad.

Adicionalmente, se presenta la evaluación de los resultados del programa de supervisión del CSN del funcionamiento de C. N. Vandellós II.

La evaluación del CSN ha identificado una serie de deficiencias menores o de carácter documental en la información aportada por CN Vandellós 2, que ha comunicado al titular mediante cartas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, para que las tenga en cuenta y las subsane en la revisión de la RPS que tiene que remitir al CSN.

Adicionalmente, la evaluación del CSN ha identificado las acciones a realizar por CN Vandellós 2 que se deben imponer mediante requisito específico, bien mediante Condición de la Renovación de la AE o bien mediante Instrucción Técnica Complementaria (ITC) asociada a dicha Renovación.

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 44 informes de evaluación, 4 actas de reunión y 2 actas de inspección y en los Suplementos 2 y 3 de la presente Propuesta de Dictamen Técnico se incluyen las referencias de los mismos.

En los apartados siguientes se recapitula la valoración de los diferentes aspectos que han sido objeto de evaluación.

3.1 Resultados de la aplicación en CN Vandellós 2 del programa de supervisión del CSN

3.1.1 Sistema Integrado de Supervisión de Centrales

El CSN inició en 2005 un nuevo programa de evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales denominado "Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales-SISC", que incorpora métodos novedosos de supervisión enfocados a la observación del comportamiento de las centrales nucleares en operación a través de indicadores de funcionamiento y la valoración de hallazgos de las inspecciones realizadas por el CSN. Tras una fase piloto previa, el SISC está operativo a efectos técnicos desde 2006 y con publicación de resultados en la Web externa del CSN desde enero de 2007.

El SISC tiene por objeto optimizar y sistematizar la supervisión de las centrales nucleares, mediante el uso de una metodología integral concentrando los esfuerzos en las áreas de mayor riesgo potencial, incrementar la transparencia del proceso de supervisión y dar respuesta a los objetivos estratégicos del CSN. La valoración del comportamiento de las centrales y las acciones a acometer se plasman en la denominada "Matriz de Acción".

Programa de inspección

Está diseñado para supervisar las actividades importantes para la seguridad que no son susceptibles de medirse mediante indicadores. Los hallazgos de las inspecciones los categoriza el CSN para determinar su importancia para la seguridad según el mismo código de colores que los indicadores de funcionamiento: verde (importancia muy baja para la seguridad), blanco (importancia entre baja y moderada), amarillo (importancia sustancial) y rojo (importancia alta). El programa se compone de las siguientes partes:

- Programa Base de Inspección (PBI): Se trata del programa sobre disciplinas importantes para la seguridad que se lleva a cabo íntegramente en cada central cada dos años.
- Inspecciones adicionales específicas por central: Se realizan cuando hay resultados relevantes, sean indicadores o hallazgos. Están más orientadas al diagnóstico de los problemas existentes y varían en alcance y profundidad, según la importancia de las deficiencias detectadas.
- Inspecciones en respuesta a, o de seguimiento de, sucesos. Varían en alcance y profundidad, en función de la naturaleza e importancia del suceso.

Hay otras inspecciones de seguimiento de temas genéricos de seguridad o específicos de cada central, asociadas a procesos de autorización, etc. cuyos hallazgos, caso de producirse, también se categorizar en el SISC.

En la tabla siguiente se aportan los datos del número de inspecciones realizadas cada año a CN Vandellós 2 desde 2006 en que empezó a implantarse el SISC, así como los hallazgos identificados en cada Unidad durante esas inspecciones.

Año	**2006**	**2007**	**2008**	**2009**
Inspecciones	26	41	38	41
Hallazgos	16 verdes	35 verdes	25 verdes 2 blancos	28 verdes

Los dos hallazgos blancos son los siguientes:

- Uno corresponde a deficiencias en el montaje, supervisión y pruebas de puesta en marcha del sistema de agua enfriada esencial (GJ), al que se le aplicaron modificaciones significativas durante la parada para recarga de 2007. Esas deficiencias dieron lugar a diversos fallos e inoperabilidades del sistema durante el último trimestre de 2007 y el primero de 2008. El hallazgo fue categorizado como blanco en el primer trimestre de 2008 y permaneció presente en la Matriz de Acción durante los cuatro trimestres de 2008 (el tiempo mínimo de permanencia de un hallazgo relevante del SISC). El titular analizó las deficiencias y fue implantando mejoras a lo largo de 2008, corrigiendo las deficiencias detectadas.

- El segundo hallazgo blanco se debe a una modificación de diseño, realizada incorrectamente, relativa al sellado de penetraciones entre cubículos para hacerlas estancas al agua. En concreto, una inspección del CSN específica al programa de prevención de inundaciones internas de la central, encontró que ciertas puertas de tipo escotilla, consideradas estancas contra inundaciones internas, no estaban cualificadas para cumplir esa función. El hallazgo fue categorizado como blanco en el segundo trimestre de 2008 y permaneció presente en la Matriz de Acción hasta el primer trimestre de 2009. El CSN comprobó que el titular implantó las acciones correctoras.

Adicionalmente, entre enero de 2000 y diciembre de 2005, antes de la implantación del SISC, el CSN había realizado un total de 176 inspecciones a la Planta.

Indicadores de funcionamiento

Los "**Indicadores"** se definen para caracterizar el funcionamiento de las centrales mediante datos numéricos y se aplican a todos aquellos aspectos de la seguridad razonablemente susceptibles de ser cuantificados, en aras de lograr la máxima objetividad. Forman un conjunto de 16 indicadores cuyos resultados se obtienen trimestralmente.

Desde 2006, todos los indicadores de Vandellós 2 han estado en verde, con las siguientes excepciones:

- El Índice de Funcionamiento de los Sistemas de Mitigación (IFSM) de los generadores diesel de emergencia entró en blanco en el segundo trimestre de 2007 y permaneció en ese color durante cinco trimestres, hasta el 2º de 2008. La causa son dos fallos de los generadores adjudicados al tercer trimestre de 2005 y un tercero adjudicado al 2º trimestre de 2007, que es el que hizo pasar el indicador a blanco.

Aunque no hubo nuevos fallos, este indicador acumula los datos de una ventana rodante de 12 trimestres, por lo que permaneció en blanco hasta que salieron de la ventana los dos fallos de 2005.

- El indicador de tasa de paradas instantáneas por 7000 horas crítico estuvo en blanco durante el 2º trimestre de 2007. La causa fue una parada manual del reactor debida a una alarma en la fase S del transformador principal por alta temperatura, que se debió a unos ajustes incorrectos dentro del transformador. Esta parada, junto con otras de 2006, llevó el indicador a blanco durante ese trimestre.

Matriz de Acción

En función de los resultados de aplicación del SISC que evalúa el CSN, éste sitúa trimestralmente a cada central en una columna de la Matriz de acción: "Respuesta del titular", si todos los resultados son verdes, "Respuesta reguladora" si hay al menos un resultado blanco, "Pilar degradado" si hay varios resultados blancos o uno amarillo, o "Múltiples/repetidas degradaciones", si hay un resultado rojo u otras combinaciones de resultados blancos o amarillos de importancia similar, de lo cual se derivan las acciones fijadas en dicha Matriz, tanto para la central como para el CSN.

Una exposición detallada de la metodología SISC, así como los procedimientos que lo gobiernan se encuentra en la página Web del CSN, concretamente en el sitio www.csn.es/sisc/index.do

En función de la combinación de resultados descritos de los hallazgos de inspección y los indicadores de funcionamiento, la situación de la central dentro de la Matriz de Acción ha sido la siguiente:

- Durante 8 de los 16 trimestres transcurridos entre 2006 y 2009, la central ha permanecido dentro de la columna de "Respuesta del titular" de la Matriz de Acción, es decir todos los resultados han sido verdes y no se ha requerido a la central ninguna acción adicional a las ya establecidas en el sistema: analizar las causas de los hallazgos y cargarlos en el programa de Acciones Correctivas (PAC) de la central, con las acciones correctivas que conlleven y su plazo de implantación. El CSN revisa sistemáticamente el correcto funcionamiento del PAC.

- En el segundo trimestre de 2007 la central entró en la columna de "Respuesta reguladora", en la que permaneció el resto del año 2007, debido a los resultados de los indicadores de funcionamiento citados anteriormente. En aplicación de lo establecido en la Matriz de Acción, el titular envió al CSN un análisis de causas de los resultados de estos indicadores y un plan de acciones correctivas para corregir las deficiencias detectadas. En febrero de 2008, el CSN realizó una inspección suplementaria a la central, con la participación de tres inspectores, en la que se encontraron como principales causas deficiencias en procedimientos de mantenimiento (generadores diesel) y de pruebas (caída parcial de barras de control), deficiencias en el paso de instrucciones de los fabricantes a procedimientos de la central, envejecimiento de componentes de tarjetas de control de regulación de carga de los generadores diesel, y actuación inadecuada de la propagación de la señal de teledisparo desde el parque eléctrico de 400 KV. Las

principales acciones adoptadas por el titular fueron asegurar la distribución de manuales de suministradores y fabricantes a las unidades organizativas para asegurar la inclusión en los procedimientos de los cambios en los citados manuales, mejora de los procedimientos afectados y cambio de diseño consistente en la temporización de la señal de teledisparo mencionada.

- En el primer trimestre de 2008 la central entró en la columna de "Pilar degradado", porque al indicador blanco IFSM de los generadores diesel, que estaba en blanco desde el segundo trimestre de 2007, se le acumuló el hallazgo de los fallos del sistema de agua enfriada esencial (GJ) que se categorizó como blanco en este trimestre.

  Aunque el indicador IFSM retornó a verde en el tercer trimestre de 2008, la central continuó en la columna de "Pilar degradado" durante el resto del año, porque en el segundo trimestre se categorizó como blanco el hallazgo relativo a la falta de estanqueidad de ciertas puertas de la central, que se acumuló al de los fallos del sistema GJ.

  En enero de 2009 el CSN realizó una inspección suplementaria a la central, con la participación de seis inspectores, en la que se encontró que persistían determinadas causas organizativas, que ya se habían identificado y que estaban en el plan de mejora adoptado por el titular (PAMGS) que aún no habían sido completamente subsanadas. Las principales causas identificadas fueron deficiencias en la cualificación técnica, escasez de recursos humanos, deficiencias en el proceso de tomas de decisiones operacionales, deficiencias de diseño, y como contribuyentes se identificaron las deficiencias de gestión de repuestos, el factor de cumplimiento de plazos en la gestión de las modificaciones de diseño involucradas y las deficiencias en el control de implantación de temas pendientes. Las principales acciones adoptadas por el titular fueron a corto plazo acciones específicas para resolver los fallos de diseño, agilizar el proceso de la gestión de repuestos, establecer el control de estado de pendientes en general, y en particular para la modificación del blanco motivado por la modificación relativa a puertas estancas al agua. En cuanto a acciones a más largo plazo se encuentran las dedicadas a resolver las causas mencionadas anteriormente, que se encuentran englobadas en las líneas de actuación del PROCURA.

- En el primer trimestre de 2005 la central entró en la columna de "Respuesta reguladora", debido a que permanecía el segundo de los hallazgos anteriores, pero el primero perdió su vigencia, una vez resuelto satisfactoriamente, en el segundo trimestre de 2009, y la central pasó a la columna de "Respuesta del titular", donde permaneció hasta el primer trimestre de 2010, último dato disponible a la fecha de redacción de este informe.

En conclusión, los resultados de la supervisión del funcionamiento de la central de Vandellós II, a través del SISC, así como el análisis de información complementaria procedente de los sucesos notificados, ponen de manifiesto que las deficiencias reveladas durante el funcionamiento de la central han sido adecuadamente afrontadas y resueltas.

3.1.2 Análisis de cumplimiento de la normativa de protección contraincendios y del criterio general de diseño nº 19

Como consecuencia de la Inspección del Plan Base de Inspección del SISC sobre protección contra incendios llevada a cabo en el año 2008 a Vandellós II (Acta de Inspección CSN/AIN/VA2/08/654), se inició una evaluación sobre la idoneidad de los paneles del sistema de parada sin riesgo (en adelante SS) o panel de parada remota para cumplir la función de parada alternativa ante el supuesto recogido en la BTP CMEB de un fuego generalizado en la sala de control de la central, y en especial a la capacidad de este sistema de hacer frente a una posible pérdida de energía exterior.

Por ello, se han realizado evaluaciones específicas por disciplinas sobre este apartado. A continuación se resume lo más destacable de las evaluaciones específicas sobre este apartado.

- ***Aplicabilidad de la parada sin riesgo de la central tras incendio. Apéndice A de la norma BTP CMEB (NUREG 800 "Standard Review Plan" sobre protección contra incendios y Apéndice R al 10 CFR50)***

La evaluación se ha centrado sobre el análisis de parada alternativo, es decir, la parada desde fuera de sala de control en caso de incendio, de C. N. Vandellós II y la normativa aplicable a esta central incluida en la base de licencia, en los aspectos de acciones manuales del operador y criterios de la BTP en cuanto a independencia de equipos del panel de parada alternativo.

A continuación se resumen los puntos significativos de la evaluación y las conclusiones alcanzadas:

– Apartado C.5.b(2) de la BTP CMEB sobre acciones manuales del operador

En los últimos años se ha puesto de manifiesto que algunas centrales nucleares, y no sólo en España, han garantizado la parada segura tras un incendio en áreas de fuego en la que coinciden los dos trenes de parada segura mediante el empleo de procedimientos que incorporan actuaciones humanas a llevar a cabo desde fuera de la sala de control o del panel de parada alternativo.

Debido a que ninguna de las tres opciones que incorpora el apéndice R al 10CFR50 en su apartado III.G.2 (o la posición C.5.b (2) de la BTP CMEB, base de licencia de CN Vandellós II) para las áreas de fuego, en las que coincidan ambos trenes de parada segura, tiene en cuenta la posibilidad de empleo de dichas acciones manuales del operador, su utilización se considera como una desviación respecto del apéndice R y BTP CMEB mencionados.

Por este motivo, en la evaluación se ha llegado a la conclusión de que el titular debe garantizar que es posible alcanzar y mantener la condición de parada segura tras un incendio en cualquier área de fuego de la central sin necesidad de llevar a cabo acciones manuales del operador, del tipo de las mencionadas anteriormente.

En respuesta, el titular mediante carta de referencia CNV-L-CSN-5285, recibida el 4 de mayo de 2010 (nº de registro 40960), indica que cumple con el apartado IIIG del apéndice

G del 10CFR50, es decir, dispone de los dispositivos necesarios para limitar los daños por fuego, de forma que un tren de los sistema necesarios para conseguir y mantener la parada segura de la central desde sala de control o desde el panel de parada remota se mantenga libre de daños producidos por el fuego. En ningún caso se ha dado crédito a la toma de acciones manuales para justificar la ausencia de protecciones que garanticen la separación requerida.

La evaluación del CSN considera aceptable esta aclaración.

- Apartados C.5.b.3 y C.5.c de la BTP CMEB sobre requisitos del panel de parada alternativa

En la evaluación llevada a cabo sobre el contenido del Estudio de Seguridad relativo al análisis de riesgo de PCI, se detectaron incongruencias en su contenido que es necesario resolver, concretamente con lo recogido en el Apéndice 9.5.A de este Estudio de Seguridad sobre el cumplimiento de las posiciones C.5.b.1, C.5.b.2, C.5.b.3, que recogen los criterios de parada segura tras incendio y del panel de parada alternativa y C.5.c relativo a los requisitos que desarrollan los criterios del panel de parada alternativa de la BTP CMEB.

En el apéndice 9.5.A del Estudio de Seguridad se indica que los apartados C.5.b.3 y C.5.c de la BTP figuran como no aplicables, lo cual no es coherente con lo que se incluye en el análisis de riesgos de incendio del propio EFS (Apéndice 9.5 B), en donde se da crédito a esta parada alternativa desde el panel de parada remota en caso de incendio en sala de control.

La incongruencia radica en que mientras que en el Estudio de Seguridad se da crédito a la capacidad de parada alternativa desde el panel del sistema SS en caso de un fuego que afecte a ambos trenes en la sala de control, el titular mantiene que no le aplican las posiciones relativas a la parada alternativa, esto es la posición C.5.b.3 (que requiere la capacidad de parada alternativa en las áreas en que, como la sala de control, no se cumple la separación de trenes de parada segura requerida por la posición C.5.b.2), y la posición C.5.c de la citada norma.

En el resumen incorporado en la carta del titular de referencia CNV-L-CSN-5249 sobre la capacidad de parada segura, así como en los diferentes documentos analizados al respecto, no sólo no se justifica la aseveración del titular sobre la no aplicabilidad de la parada alternativa para la CN Vandellós II, sino que se confirma la aplicabilidad de las posiciones C.5.b.3 y C.5.c de la BTP CMEB relativas a la parada alternativa por ser, al menos, la forma de obtener la parada segura tras un fuego en la sala de control que afecte a ambos trenes de parada.

Por estos motivos, la evaluación considera necesario solicitar a CN Vandellós II un análisis que confirme el cumplimiento con la posición C.5.c de la BTP CMEB y, en especial, que garantice que se mantiene la independencia física y eléctrica de los paneles del sistema SS respecto al área que protegen, en este caso la sala de control; que desde el panel se pueden alcanzar y mantener las condiciones de parada segura, entendiéndose en este caso el modo 3 – disponible caliente; que, a las 72 horas de declararse el incendio, es posible llevar a la planta a una condición de parada fría, para lo que se pueden considerar actuaciones de

recuperación; y que todo ello puede llevarse a cabo con y sin suministro de energía eléctrica exterior durante las primeras 72 horas tras declararse el incendio.

En base a lo anterior, se requiere incluir como Instrucción Técnica Complementaria el contenido siguiente:

En relación con la capacidad de alcanzar y mantener la condición de parada segura desde los paneles del sistema de parada sin riesgo ('SS,), CN Vandellós II deberá realiza,- los análisis necesarios para demostrar que:

> En el caso de declararse un incendio en la sala de control se mantiene la independencia física y eléctrica de dicho panel respecto de la sala de control y, adicionalmente, es posible alcanzar y mantener las condiciones de parada segura aplicables a la normativa de protección contra incendios (hasta el modo 3 de operación definido en las especificaciones de funcionamiento). Además, en dicho análisis se garantizará el cumplimiento con la posición C5.c de la BTP CMEB; en especial se tendrá en cuenta que se puede disponer ó no, de suministro de energía eléctrica exterior durante 72 horas desde la declaración del incendio y que, tras este tiempo, sea posible alcanzar parada fría, incluyendo la posibilidad de actuaciones de recuperación.
>
> Este análisis deberá presentarse al CSN antes de 12 meses contados desde la fecha de concesión de la renovación de la autorización de explotación e incluirán, en su caso, las posibles acciones correctoras que se deriven así corno su programa de implantación".

- ***Aplicabilidad del criterio general de diseño nº 19: Definición de la condición segura de la central***

En relación con el apartado 3.6.1 del informe de la RPS de CN Vandellós II ("Control de la configuración. Revisión de las bases de diseño"), el titular informa del proyecto de creación de los Documentos Base de Diseño (DBD) a partir de los Manuales de Criterios de Diseño (MCD) y de la Descripción de Sistemas (DS). Este proceso se desarrolla en el apartado 3.2.9 "Control de la configuración" de este informe.

En este contexto de la RPS se ha revisado el DBD del Sistema de Parada sin Riesgo (SS), en revisión 3 de febrero de 2005, sobre el que recae la función de parada remota, que indica que el CGD-19 es base de diseño del mismo. De acuerdo con lo indicado en este documento, el sistema tiene entre sus funciones la de "Alcanzar rápidamente y mantener una condición de espera en caliente usando estaciones de parada remota" y la de "Alcanzar parada fría mediante el uso de procedimientos adecuados".

Por su parte, el Criterio General de Diseño (CGD) 19 del Apéndice A de 10 CFR 50, establece que "equipment at appropriate locations outside the control room shall be provided (1) with a design capability for prompt hot shutdown of the reactor; including necessary instrumentation and control to maintain the unit in a safe condition during hot shutdown, and (2) with a potential capability for subsequent cold shutdown of the reactor through the use of suitable procedures".

La evaluación considera que la posible contradicción entre el requisito del CGD-19 ("parada caliente") y el que se refleja en el DBD del SS ("espera en caliente"), en cuanto al modo de operación que se debe de alcanzar desde el panel de parada remota (Sistema de

Parada sin Riesgo –SS- en la terminología de CN Vandellós 2) debe de despejarse, por lo que propone requerir al titular que realice los análisis necesarios para demostrar que el sistema SS cumple con la normativa aplicable recogida en el CGD 19 del 10 CFR 50 Apéndice A.

Adicionalmente, aunque no constituye actualmente base de licencia de CN Vandellós II por ser de publicación reciente, se considera que el titular deberá incluir en sus análisis el grado de cumplimiento del SS con la siguiente normativa:

• Apartado 7.4 del "Standard Review Plan" (NUREG-0800), revisión 6 de 2007, y

• La guía reguladora de la US-NRC 1.68.2, revisión 2, de 2010, "Initial Startup Test Program To Demonstrate Remote Shutdown Capability for Water-Cooled Nuclear Power Plants".

En base a lo anterior, se propone emitir una Instrucción Técnica Complementaria en los siguientes términos:

En relación con la capacidad de alcanzar y mantener la condición de parada segura desde los paneles del sistema de parada sin riesgo ('SS,), CN Vandellós II deberá realiza,- los análisis necesarios para demostrar que:

"El sistema SS cumple con la normativa aplicable recogida en el Criterio General de Diseño 19 del 10 CFR 50 Apéndice A.

El análisis a realizar deberá estudiar también el grado de cumplimiento con la siguiente normativa:

- Apartado 7.4 del "Standard Review Plan" (NUREG-0800), revisión 6 de 2007.

- Guía Reguladora de la US-NRC 1.68.2, revisión 2, de 2010, "Initial Startup Test Program to Demonstrate Remote Shutdown Capability for Water-Cooled Nuclear Power Plants ".

Este análisis deberá presentarse al CSN antes de 12 meses contados desde la fecha de concesión de la renovación de la autorización de explotación e incluirán, en su caso, las posibles acciones correctoras que se deriven así corno su programa de implantación".

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.1, que se encontraba en fase de elaboración en el momento de presentación de la solicitud.

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

3.2.1.1. -Experiencia Operativa Interna

El alcance de la evaluación ha consistido en una valoración de conjunto de la gestión de la experiencia operativa propia del titular en el período analizado de esta RPS, y que ha tenido como alcance la revisión de la evolución de los sucesos de la central (notificables propios, no notificables e incidencias menores), los resultados de los análisis de tendencias tanto en el número de sucesos y de las acciones correctoras llevadas a cabo por el titular como de las causas directas y raíz que los han originado.

La evaluación del CSN ha analizado este capítulo y lo ha encontrado en general aceptable. Se han descubierto deficiencias en la información aportada que el titular deberá de resolver en la revisión de la RPS a remitir a los seis meses de la renovación de la autorización de explotación, concretamente las siguientes:

- El titular concluye que muchas de las evaluaciones han sido adecuadas y que no ha sido necesario modificar las conclusiones, siendo válidas las acciones que en su momento se implantaron. Sin embargo, algunos sucesos han vuelto a repetirse y no se han evitado hasta que no se han implantado acciones derivadas de los sucesos posteriores (un ejemplo es el suceso N-02-008 y el posterior N-08-008), por lo que considerar adecuadas las evaluaciones de los primeros no es correcto. Sería

necesario que CN Vandellós II incluyera dentro de su análisis, indicadores de recurrencia y repetitividad para valorar la bondad del mismo.

- Falta la ficha de evaluación del suceso notificable N-07-002 (7-3-07).

- Para que el programa de acciones correctivas sea eficaz, ninguna Acción Correctiva (AC) debería quedar sin resolverse más de un ciclo de operación, salvo que por su especial envergadura esté justificado. CN Vandellós II tiene acciones pendientes que no cumplen este criterio, por lo que deberían incluir en su análisis indicadores que muestren el número de retrasos en los distintos períodos del proceso, y en particular el número de las AC que han tardado en cerrarse más de un año desde su fecha de apertura, así como medidas procedimentadas que vigilen estos plazos.

- En algún caso no se establece fecha de cierre para las acciones pendientes (N-05-006, por ejemplo), en otros se ha rebasado la fecha límite para implantar la acción y no ha sido modificada (N-06-002, N-06-003…), y en alguno no está bien descrito el enunciado de la acción (un ejemplo es N-02-010). En el caso concreto del suceso N-07-016, a raíz de la inspección del CSN a CN Vandellós II los días 11 y 12 de marzo de 2010, debería modificarse la evaluación.

- Las AC que puedan ser derivadas a estudios o análisis posteriores no se pueden considerar cerradas sin más, ya que dichos análisis generarían posiblemente nuevas AC. CN Vandellós II debe revisar los resultados de dichos estudios y análisis e incluir una descripción de las conclusiones de los mismos, así como rehacer los análisis estadísticos incluyendo las nuevas AC fruto de los nuevos análisis realizados.

Estos aspectos se han comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-156.

Por otra parte, aunque CN Vandellós 2 ya viene realizando Análisis de Causa raíz (ACR) de todos sus sucesos notificables, este criterio no está establecido en la normativa vigente y a fin de convertirlo en requisito, se propone emitir una ITC al respecto, como ya se ha propuesto para CN Almaraz, en los siguientes términos:

> Se realizará un ACR de todos los ISN, pudiendo exceptuarse aquellos cuyas causas sean exclusivamente atribuibles a factores externos al control del Titular. Dichos análisis serán realizados con metodologías internacionalmente reconocidas y con un alcance conmensurado a su importancia para la seguridad, en el plazo más corto que sea razonablemente posible desde la ocurrencia del suceso, y los resultados serán reflejados en las revisiones de los ISN correspondientes y en los informes de experiencia operativa

3.2.1.2.-Experiencia Operativa Externa

La evaluación del CSN ha analizado este capítulo y lo ha encontrado en general aceptable, aunque se han descubierto deficiencias en la información aportada que el titular deberá de resolver en la revisión de la RPS a remitir a los seis meses de la renovación de la AE, concretamente lo siguiente:

1. En el anexo 3.4.3-3 de la RPS sólo aparecen 12 cartas genéricas, aunque se indica que se han analizado 13; además, en 2007 se emitieron y se cerraron muchísimas más acciones correctoras derivadas de cartas genéricas de la USNRC que en otros años y no se explica el porqué. El titular aclarará estos dos aspectos.
2. Si se contabiliza el número de ISN de CCNNEE analizados según el anexo 3.1.2-1 (283), el resultado no coincide con el total que CN Vandellós II dice haber analizado (362). CN Vandellós II debería clarificar esto, incluir un listado con una única entrada para cada ISN, e indicar cuántos ISN se han analizado para cada una de las CCNNEE; lo mismo aplica al resto de documentos de Experiencia Operativa Ajena.

Estas deficiencias se han comunicado al titular para que las corrija mediante carta refª CSN-C-DSN-10-157.

No obstante, lo más relevante que se ha encontrado en la evaluación de la experiencia operativa ajena es que de los sucesos de otras centrales españolas ocurridos entre los años 1999 y 2002, hay un total de 117 sin analizar, que es una parte significativa de todos los ISNs emitidos en eses periodo. Preguntado el titular por el asunto, ha manifestado que no encuentra ninguna constancia documental sobre el análisis realizado de los mismos. Por ello, se propone emitir una ITC para que antes del 31 de diciembre de 2011 envíe un informe al CSN en el que indique los resultados del análisis de aplicabilidad de todos estos sucesos, además de las dos prealertas de CN Cofrentes de 2008 citadas arriba. Para aquéllos que considere no aplicables, el informe indicará el criterio de exclusión por el que no se han analizado en profundidad y para aquéllos a los que no aplique criterio de exclusión alguno, el resultado de dicho análisis.

En relación con los análisis de aplicabilidad de los SER y SOER realizados por CN Vandellós II, cabe señalar que alguno de los sucesos notificables producidos en la central podía haberse evitado si el análisis de dichos documentos hubiera sido correcto. Un ejemplo es el ISN/11 de 2006, ocurrido el 1 de diciembre de 2006, en el que se encontraron deficiencias en la calificación ambiental de las siguientes válvulas: de suministro de vapor a las turbobombas de agua de alimentación auxiliar, válvulas motorizadas de aislamiento de las válvulas de alivio de los generadores de vapor, válvulas de baipás de las de aislamiento de vapor principal, válvula de salida de impulsión general de drenaje de los sumideros de contención, válvulas de purga de hidrógeno de contención y válvula de aspiración del sistema de evacuación de calor residual.

La deficiencia consistía en que su motor no disponía del tapón de drenaje en T; la función de dicho tapón es evacuar el condensado que pudiera producirse en el compartimento del motor debido a condiciones de presión y temperatura hostiles, alcanzables bajo hipótesis de accidente. El problema de la carencia de tapones de drenaje ya había sido puesto de manifiesto en el SER 18-88, *Potential failures of motor operated valves due to missing, painted or improperly installed T-drains*, cuyo análisis se realizó de forma deficiente, ya que a pesar de

haberse tomado acciones al respecto, posteriormente se produjo este ISN. Esto, unido a la identificación de sucesos en otras CC.NN.EE. que podrían haber sido evitados si se hubiera analizado convenientemente la información contenido en algunos SER y SOER anteriores, nos lleva a requerir a todas las CC.NN. el análisis retrospectivo de los SER y SOER de INPO.

Otro ejemplo es el SER5-90 "Premature Lifting and Excessive Blowdown of Residual Heat Removal Relief Valves", relativo al ajuste de los anillos de blowdown de la válvula de seguridad de los diversos sistemas de la central. A raíz de un suceso ocurrido en CN Almaraz en 2007, cuya causa era que esos anillos estaban mal ajustados, el CSN envió una Instrucción técnica a las demás centrales españolas para pedirles comprobaciones al respecto. CN Vandellós 2 comprobó que también tenía mal ajustados esos anillos por no tenerlo incorporado a sus procedimientos de mantenimiento.

Por ello, se propone emitir una ITC para requerir a CN Vandellós II que analice retrospectivamente todos los SER y SOER no analizados y que han sido publicados hasta el año 2008, básicamente los anteriores a 1992, y enviar al CSN un informe con las conclusiones de dicho análisis antes del 31 de diciembre de 2012. Esta ITC también se ha propuesto, por razones similares, para CN Almaraz.

Por otra parte, la evaluación del CSN ha observado que en el caso de las AC consistentes en realizar estudio, el titular las cierra con sólo terminar dichos estudios o análisis, pero se considera que no deberá hacerse si, derivados de esos estudios y análisis, se han generado nuevas AC. Por tanto, CN Vandellós II deberá incluir el estado de las AC en sus informes anuales de EO teniendo esto en cuenta. Se propone modificar la ITC vigente sobre el informe anual de análisis de experiencia operativa para introducir esta precisión.

Por otra parte, se ha actualizado la Instrucción Técnica Complementaria relativa a la gestión de la experiencia operativa ajena (compartida con la experiencia operativa propia), asociada a la autorización de explotación del 2000 para adaptarla a los procesos de supervisión del CSN y de la central actualmente en vigor.

Concretamente, a la ITC en vigor que dice: "Se presentará una tabla de todos los sucesos emitidos por otras CC.NN. españolas en el año, que se han considerado aplicables con el mismo contenido que la anterior. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable", se propone añadirle la siguiente frase "Cuando resulte no aplicable, se indicará el criterio de exclusión", a fin de que quede constancia del criterio por el que se ha excluido el análisis de diferentes experiencia externas.

3.2.2.-Experiencia Relativa al Impacto Radiológico

3.2.2.1. -Dosis Ocupacional

La evaluación se ha centrado en la siguiente información: dosis oficial y dosis operacional anuales al personal profesionalmente expuesto desglosada para plantilla y contrata y la dosis media promediada a 3 años, comparativa de dosis oficial en centrales PWR para centrales europeas y estadounidenses, resumen de dosimetría interna, dosis operacional y su evolución en operación normal, recarga y paradas significativas, evolución del número de

trabajadores expuestos en recarga, y en la reducción del término fuente como contribución, entre otras acciones, al plan de optimización de dosis.

Como resultado de la revisión el titular ha concluido lo siguiente:

- La evolución de la dosis colectiva anual ha presentado una evolución casi constante con el tiempo, pero se debe tener en cuenta la extraordinaria duración de las recargas de los años 2005 y 2007, motivadas por las intervenciones en el sistema de agua de servicios esenciales y las modificaciones en los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardias y sus sistemas soporte.

- En cuanto a las dosis colectivas oficiales promediadas a 3 años se tiene que desde 2003 los valores son inferiores a los fijados por INPO como valor medio objetivo (650 mSv).

- Respecto a las dosis individuales en todo el período evaluado, ningún trabajador ha superado el valor de dosis de 20 mSv al año, valor promedio en 5 años del límite fijado por el actual Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI).

- En el periodo evaluado no se han producido contaminaciones internas por encima del nivel de registro dentro de los 17.106 contajes realizados.

- La influencia de las medidas tendentes a la reducción del término fuente del año 2003 (recarga 13) no han podido ponerse de manifiesto en las recargas 14 y 15 debido a su larga duración. Sin embargo, las dosis colectivas no se han incrementado en la misma proporción que las horasxpersona (hxp) en zona controlada.

La evaluación del CSN considera que este último aspecto necesita justificarse, por lo que el titular revisará este capítulo de la RPS para realizar una comparativa con las dosis de las plantas gemelas a través de los datos disponibles en la base de datos internacional de dosis anuales ISOE, tanto para dosis anual como medias trienales donde también se deberá incluir a las centrales americanas.

Asimismo, la evaluación el CSN considera que deberá resolver la discrepancia identificada en los valores de la tasa de dosis media en la rama caliente del año 2000 que figuran en la RPS (1,55 mSv) con respecto a los valores disponibles en el CSN a través de los informes de actividades de recarga (0,76 mSv/h).

Las conclusiones expuestas en los dos últimos párrafos han sido comunicadas al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/10/81, y se incorporarán en la próxima revisión de la RPS.

3.2.2.2.-Vertidos y Dosis al Público

La evaluación se ha centrado en las actividades relativas a los efluentes líquidos y gaseosos y su impacto radiológico, para lo cual ha considerado la información periódica y no periódica remitida por el titular, los sucesos notificables e incidentes, las cuestiones más significativas identificadas por la Inspección Residente del CSN, los informes periódicos de modificaciones de diseño remitidos por la central, las inspecciones realizadas, el contenido de los programas de acciones correctoras de la instalación en los que el titular debe

identificar los temas objeto de mejora y establecer las acciones asociadas que deben implantare y los informes de evaluación realizados durante este periodo de tiempo.

Como resultado de la evaluación, se concluye que el contenido de este apartado de la RPS se ha considerado aceptable, si bien el titular debe mejorar una serie de aspectos del documento de la RPS en una próxima revisión del mismo, en los siguientes apartados de este documento: apartado 2 –resúmenes ejecutivos relativos a la seguridad nuclear, protección radiológica y vertidos de efluentes radiactivos; apartado 3.2.2 en lo referente a datos de actividad de vertidos y su evolución; y el apartado 3.5 en lo referente a información sobre modificaciones específicas de la instalación relativas a vertidos de efluentes radiactivos.

El detalle de los aspectos a clarificar y mejorar ha sido comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/10/97, para que sean incorporados en la próxima revisión de la RPS

3.2.2.3 -Residuos Radiactivos Sólidos

Gestión del combustible gastado y residuos alta actividad

La evaluación ha analizado el contenido de la RPS en lo relativo a la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, que tras la generación de los mismos, consiste básicamente en el almacenamiento temporal, bajo la modalidad de almacenamiento temporal en húmedo en la piscina de combustible gastado asociada al diseño inicial de la propia central.

Los aspectos evaluados han sido los siguientes: la experiencia operativa propia y ajena en cuanto a los sucesos notificables e incidencias menores acerca del manejo del combustible gastado, el comportamiento de equipos en lo relativo a la generación, caracterización e inspección de elementos combustibles, incluyendo los elementos dañados o evoluciones de técnicas o métodos de caracterización, y las modificaciones de diseño sobre estructuras y equipos asociadas al manejo del combustible.

Las conclusiones alcanzadas han sido las siguientes:

- En lo que concierne a la gestión del combustible gastado y con el actual grado de ocupación de la piscina de elementos combustibles gastados y conforme a la actual programación de ciclos de C.N. Vandellós II, se estima la saturación de la capacidad de almacenamiento de la piscina para el año 2021, por lo que en este aspecto no se compromete la autorización de explotación hasta el año 2020.

- En cuanto al resto de los aspectos evaluados en la Revisión Periódica de la Seguridad se consideran adecuados.

Gestión de residuos de media y baja actividad

La evaluación ha sido llevada a cabo sobre los aspectos incluidos en la RPS sobre la experiencia relativa al impacto radiológico por residuos radiactivos sólidos de media y baja actividad. Se ha analizado la validez del contenido de la RPS y se han comparado los datos

proporcionados por ella con los incluidos en el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos (PRR) en su revisión 3.

En la evaluación se ha verificado que el aparatado 3.4 de la RPS "*Análisis de la nueva normativa*" no se ha incluido ningún análisis sobre nuevas revisiones de la normativa aplicable a la gestión de los residuos de baja y media actividad que forma actualmente parte de las bases de licencia, ni sobre nueva normativa aprobada en el periodo de análisis.

Se ha identificado una guía reguladora y una carta genérica de la USNRC, cuya revisión más actual no está incluida en la base de licencia de la central. Esta normativa y las consideraciones a las que se han llegado en la revisión realizada sobre normativa específica son las siguientes:

- La guía reguladora 1.143 "Guías de diseño para estructuras, sistemas y componentes para la gestión de desechos radiactivos instalados en centrales nucleares de agua ligera". Revisión 2 de noviembre 2001, deberá aplicarse en futuras modificaciones de diseño significativas.

- La carta genérica 81-83 "Almacenamiento de residuos radiactivos de baja actividad en emplazamientos de centrales nucleares". Revisión 10 de noviembre 1981, debe formar parte de la base de licencia para futuras modificaciones que impliquen ampliar la capacidad de almacenamiento de desechos radiactivos de baja y media actividad.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5291, recibida en el CSN el 4 de mayo de 2010 (nº de registro 40961), manifiesta que analizará la aplicabilidad a de la citada normativa en futuras modificaciones de diseño que tengan relación con el contenido de las mismas, incorporando dicha normativa a sus bases de licencia en la medida que sean compatibles con las del resto de la central.

La evaluación considera aceptable la propuesta del titular.

Adicionalmente, se considera necesario modificar la RPS en lo relativo a los subapartados relativos a la "Identificación de las corrientes de residuos para los que aún no exista una vía de gestión" y a la "Descripción de la evolución de los procesos de aceptación de residuos para su gestión definitiva", con el fin de que su contenido sea coherente con la propuesta de revisión 3 del Plan de Gestión Residuos Radiactivos. Asimismo, se modificará el subapartado de "Análisis de los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de gestión de los residuos que lleva a cabo el titular" para que se incluyan los requisitos de trazabilidad asociados a las diversas etapas de gestión de los residuos.

Las conclusiones expuestas en el párrafo anterior han sido comunicadas al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-76.

3.2.2.4.-Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA)

La evaluación del CSN se ha centrado en la valoración de las mejoras y modificaciones del PVRA, en el comportamiento de los niveles de actividad detectados en muestras representativas de las vías de vigilancia implicadas, en la distribución de los vertidos de la central por sus efluentes líquidos y gaseosos, en la evolución de la dosis media anual por

exposición a la radiación gamma ambiental y en la experiencia operativa del PVRA en el período analizado

La evaluación concluye que el análisis de la Vigilancia Radiológica Ambiental incluida en la RPS es aceptable en todos los aspectos evaluados, si bien se establecen dos requisitos de incorporación de información a este documento, ambos derivados de la evaluación de la experiencia operativa del PVRA en el período RPS analizado. Uno de ellos tiene que ver con los resultados del PVRA y el otro con la experiencia en la ejecución de este programa de vigilancia.

El contenido de estos requisitos es el siguiente:

- Desde el punto de vista de resultados del programa, en la próxima revisión de la RPS, deberán aplicarse modelos estadísticos adecuados para valorar el posible impacto de la instalación, así como su extrapolación a la vida prevista de la misma, teniendo en cuenta que deberán considerarse todos los valores puntuales disponibles en los 10 años que cubre el periodo operacional de esta RPS.

- Desde el otro punto de vista señalado, en la próxima revisión de la RPS, se deberá incluir un resumen de los hallazgos y acciones identificadas en el "Programa de Acciones Correctoras" PAC de CN Vandellós II durante la ejecución de las actividades rutinarias, teniendo en cuenta que durante el año 2008 varios incumplimientos de procedimientos internos y buenas prácticas dieron origen a dos hallazgos de inspección sobre el PVRA dentro del Programa Base de Inspección, que fueron reflejados en el Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales nucleares (SISC) del CSN.

  Asimismo, el titular en su RPS deberá extraer lecciones aprendidas de estos sucesos y demostrar que ha corregido las desviaciones y dispone de los medios necesarios para restablecer la capacidad de prevención en adelante.

Los requisitos de ampliación de información de la RPS que se recogen en los dos puntos anteriores, han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-SN-10-137.

3.2.3.- Análisis de cumplimiento de nueva normativa

En este apartado se expone la evaluación genérica llevada a cabo sobre el conjunto de análisis de cumplimiento de la normativa de licencia y de nueva normativa, y las evaluaciones específicas realizadas sobre alguna disciplina en particular, tal es el caso del análisis de normativa relativa a protección contra incendios y del análisis de aplicabilidad del criterio general de diseño nº 19.

A continuación se resumen las evaluaciones realizadas:

3.2.3.1 Normativa nacional, normativa internacional, normativa del país de origen del proyecto y normativa solicitada por el CSN

La evaluación se ha centrado en el análisis de cumplimiento de la normativa en su conjunto por grupos, según se expone a continuación:

1. Reglamentación nacional
2. Reglamentación internacional.
3. Normativa del país de origen del proyecto.
4. Normativa solicitada por el CSN.

Se ha realizado una valoración de conjunto atendiendo al análisis del titular para cada uno de los grupos mencionados revisándose las principales acciones que se han alcanzado en el análisis del titular e identificando las que permanecen abiertas y, para ello, se ha considerado la información adquirida durante el proceso de supervisión llevado a cabo durante el período analizado. La evaluación considera aceptable la información de la RPS. , aunque se ha encontrado una discrepancia menor, que se ha comunicado al titular mediante carta refª CSN-C-DSN-10-157 para que la resuelva en el informe de revisión de la RPS.

Por otra parte, se ha actualizado la Instrucción Técnica Complementaria nº 6, asociada a la autorización de explotación del 2000 para adaptarla a los procesos de supervisión del CSN y de la central actualmente en vigor.

3.2.3.2 Análisis de la normativa del país de origen del proyecto

En este apartado se incluyen algunas normas emitidas en el país de origen del proyecto durante el periodo cubierto por la RPS que en su momento no se incluyeron en la Instrucción Técnica Complementaria sobre la Normativa de aplicación Condicionada, bien porque no se consideraron prioritarias o bien porque, dadas sus características, se consideró que su inclusión en la RPS aportaba garantía suficiente de que serían adecuadamente analizadas.

R.G 1.07, Revisión 3, 2007 "CONTROL OF COMBUSTIBLE GAS CONCENTRATIONS IN CONTAINMENT FOLLOWING A LOCA REV. 2 DE NOVIEMBRE DE 1978"

El marco normativo que se ha utilizado en la evaluación se resume a continuación

En septiembre de 2003 la NRC revisó el 10CFR50.44 Combustible Gas Control For Nuclear Power Reactors dentro de un proceso de modificaciones al 10CFR50 informado por el riesgo. Con esta modificación se incorporaron recomendaciones de la propia NRC, entre ellas la consideración de que sólo el gas generado en un accidente fuera de la base de diseño implicaría un riesgo significativo para la integridad de la contención, eliminando requisitos propios de salvaguardias sobre los sistemas destinados a mitigar las consecuencias del gas generado en un LOCA base de diseño pero ampliando el alcance de la norma al accidente severo. Posteriormente se emitió la revisión 3 de la RG 1.07, proporcionando un método aceptable para cumplir con lo requerido en el 10CFR 50.44 a los sistemas de mezcla, control y vigilancia de gases combustibles en accidentes severos.

Las líneas generales de la posición reguladora C contenida en la revisión 3 de la RG 1.07 son las siguientes:

1. Los sistemas de control de gas combustible que deban funcionar en un accidente severo deberán proporcionar una garantía razonable de operación en las condiciones de accidente durante el tiempo requerido.

2. Los monitores de hidrógeno deben mantenerse funcionales, fiables y capaces de medir continuamente la concentración de hidrógeno en la contención en un accidente severo.
3. La efectividad de los sistemas de mezclado de la atmósfera deberá estar analizada, demostrando que no se producirán mezclas detonables de gas en compartimentos o cubículos.
4. Se limitará la presencia en contención y se identificarán los materiales cuya corrosión por reacción al spray u otras soluciones pueda producir hidrógeno.
5. Se demostrará la integridad estructural de la contención mediante códigos analíticos que tengan en cuenta combinaciones de cargas muertas con una presión interna de 45 psig.

Además, la revisión 2 de la RG 1.7 establece que los sistemas de control de gases combustibles cumplan con todos los requisitos de diseño aplicables a los sistemas relacionados con la seguridad. Por otro lado, se establece la necesidad de disponer de capacidad de purga de la atmósfera de la contención, sin requerir que este sistema sea redundante o sísmico, salvo las partes con función de aislamiento de la contención.

Asimismo, en dicha revisión se establece como valor límite a considerar para la eficacia de los sistemas de control de gases combustibles cinco veces la cantidad considerada en el 10CFR50.46 (1% en peso) pero no menor que la cantidad resultante de la reacción de todo el metal de las vainas hasta un espesor de 0.005mm.

La evaluación se ha centrado en la valoración del diseño y funcionalidad de los medios de C. N. Vandellós II que intervienen en la gestión de un accidente severo. Las cuestiones planteadas en la evaluación se discutieron en las reuniones con el titular sobre RPS y NAC los días 22 y 23 de abril de 2010 (Nota de reunión de referencia R10/04) y 3 de mayo de 2010 (Acta de reunión refª.- CSN/ART/SINU/VA2/1005/03). Como resultado de todo ello se requirió del titular las siguientes acciones:

1. El cumplimiento con la posición C4 de la revisión 2, garantizando la capacidad de purga de la contención post-accidente mediante análisis de operabilidad de las válvulas de 4" y 8" del sistema de purificación y purga de la contención (GT), demostrando que pueden abrir y mantenerse en la posición de purga en las condiciones de funcionamiento contempladas en los Procedimientos de Operación de Emergencias.

2. Confirmar que, de acuerdo con el criterio de funcionamiento de los sistemas de control de hidrógeno establecido en la revisión 2 de la guía y en el código 10CFR50.44, la hipótesis contemplada por el titular de reacción del 5% del metal de las vainas con el refrigerante es mayor que la resultante de suponer la reacción del metal de las vainas hasta un espesor de 0.00023" (0.0058 mm).

3. A la vista de la experiencia operativa observada en las inspecciones del CSN a la central, analizar la validez de los monitores de hidrógeno para proporcionar la medida continuada tras producirse el accidente que se requiere en la revisión 3 de la guía y establecer las acciones correctoras derivadas de su análisis, sin descartar el posible cambio de los monitores.

4. Modificar el requisito de vigilancia 4.6.5.1.c de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de acuerdo con el estándar aplicable, NUREG-0452, especificando que la

calibración de los analizadores de hidrógeno de la contención se realice con gas a dos concentraciones de hidrógeno diferentes: 1% y 4% en volumen.

Al respecto, el titular ha remitido la carta de referencia CNV-L-CSN-5311, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41045), en la que adjunta un análisis de respuesta a las cuestiones planteadas en la evaluación, correspondientes al cumplimiento con las revisiones 2 y 3 de la guía reguladora 1.7. Asimismo, se indica en la carta que las acciones derivadas del análisis realizado se han incorporado al PAC.

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5315, recibida el 18 de mayo (nº de registro 41092), el titular manifiesta que realizará las acciones derivadas del análisis de la carta CNV-L-CSN-5311 mencionada, en unos plazos acordes con los fijados por la evaluación. Adjunto a la carta se incluye el análisis justificativo del cumplimiento de la esta guía reguladora, del que surgen algunas acciones que el titular llevará a cabo en los plazos acordados. Este análisis ha sido considerado aceptable por la evaluación sin acciones ni requisitos adicionales. Las acciones surgidas del análisis del titular son las siguientes:

- Completar, en abril de 2011, la cualificación de los nuevos monitores de hidrógeno de la contención, con el fin de disponer de capacidad continua de vigilancia de hidrógeno.

- Emitir, en agosto de 2010, la propuesta de cambio de ETF asociada a la implantación del nuevo sistema de monitorización de hidrógeno, con el fin de valorar su adecuación a los estándares aplicables.

- Modificar la documentación de planta, consistentemente con estas acciones.

La evaluación considera aceptable la propuesta del titular.

R.G. 1.180, Revisión 1, 2003 "GUIDELINES FOR EVALUATING ELECTROMAGNETIC AND RADIO-FREQUENCY INTERFERENTE IN SAFETY-RELATED INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS"

La NRC ha revisado y emitido esta guía reguladora de cara a proporcionar una guía a los licenciatarios y solicitantes en cuanto a métodos adicionales aceptables para el cumplimiento con la regulación de la NRC en cuanto al diseño, instalación, y prácticas de prueba para hacer frente a los efectos de interferencias electromagnética y de radiofrecuencia o impulsos de potencia en sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad.

La NRC señala que esta guía reguladora es aplicable a todos los nuevos sistemas relacionados con la seguridad, o a modificaciones de los actualmente existentes, que incluyan equipamiento electrónico analógico, digital o híbrido (analógico y digital combinado).

En su análisis, el titular indica que los instrumentos que se incorporan a la central cumplen con la normativa industrial de compatibilidad electromagnética (UEC/EN 61236 y NAMUR NE-2), y además en las especificaciones de compra de cualquier componente de instrumentación y control relacionado con la seguridad se requiere sistemáticamente la certificación de compatibilidad electromagnética del mismo respecto a la normativa en vigor.

La RG1.180 revisión 1 es la guía reguladora que se aplica por el CSN en la evaluación de solicitudes de modificaciones de diseño afectando a sistemas de instrumentación y control relacionados con la seguridad que involucren equipo electrónico analógico o digital.

En base a lo anterior, la evaluación concluye que el titular debe identificar la guía reguladora 1.180, revisión 1 como normativa a analizar y definir justificadamente su alcance de aplicación cuando aborde una modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de la misma, incorporando esta RG en sus bases de licencia.

Este aspecto lo ha asumido el titular en la carta de referencia CSN-C-DSN-5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054). Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que el plazo de incorporación de la revisión 1 de esta guía reguladora a las bases de licencia no sobrepasará el 31 de diciembre de 2010.

La evaluación considera aceptable la posición del titular.

R.G. 1.204, Revisión 0, 2005 "GUIDELINES FOR LIGHTNING PROTECTION OF NUCLEAR POWER PLANT"

La RG 1.204 aplica al diseño e instalación de sistemas de protección frente a rayos, de cara a asegurar que los transitorios eléctricos resultantes de fenómenos de rayos no causen inoperabilidad de sistemas relacionados con la seguridad o la actuación espuria de tales sistemas.

La RG 1.204 se basa en el NUREG/CR-6866 "Technical Basis for Regulatory Guidance on Lightning Protection in Nuclear Power Plants", el cual a su vez hace referencia a la norma NFPA 780 como guía para el diseño de la protección contra descargas atmosféricas.

Durante el proceso para la determinación de normativa NAC por parte del titular, el CSN no requirió la realización de un análisis de esta RG en base a que las guías reguladoras emitidas en fecha posterior al inicio del periodo de la RPS vendrían incluidas en el capítulo de normativa del informe sobre la RPS. Sólo aquellas RG de este periodo que el CSN consideraba particularmente importantes fueron incluidas en la ITC de la NAC, sin que la RG 1.204 fuera una de ellas. Sin embargo, en el informe de la RPS que ha presentado CN Vandellós II no ha incluido el análisis de esta guía reguladora, argumentando ANAV que ello era debido a que no forma parte de las bases de licencia actuales de la central.

Ante esta situación, la evaluación del CSN ha considerado necesario incluir este tema dentro del objeto de la visita de inspección realizada a la central con fecha 24 de marzo de 2010, durante la cual el titular indicó la existencia, y entregó copia a la Inspección, de su informe interno refª DST 2009/188, cuyo asunto consiste en: "Analizar la normativa de referencia aplicable al diseño de CN Vandellós II en relación con el diseño del sistema de protección contra rayos".

El alcance del citado informe contempla:

- Una recopilación de los antecedentes de la central en cuanto a estudios y documentación concerniente a la protección contra rayos.
- Un análisis de la normativa actualmente existente aplicable al análisis de los sistemas de protección contra rayos. En este sentido se revisó, tanto en cuanto a lo referente a zonas de protección como en cuanto a la evaluación del riesgo de caída de rayos, el contenido de las normas: NUREG/CR-6866, NFPA-780, UNE 21186, y CTE SU8.

- Un análisis comparativo de lo establecido en las citadas normas para cada uno de los dos aspectos mencionados.

Las conclusiones más relevantes alcanzadas por la central en dicho informe son las siguientes:

- El titular propone realizar una modificación de diseño de protección atmosférica para los edificios de contención, Centro de Apoyo Técnico y generadores diesel (CAT-DIESEL), desechos radiactivos, solidificación y almacenamiento de desechos, combustible y turbina; indicando además que el tipo de protección a implementar en estos edificios ha de ser de tipo reticular (con malla de cable sin pararrayos).
- el tipo de dispositivo de protección contra rayo que más protección ofrece sería el pararrayos con dispositivo de cebado (PDC) y
- la normativa aplicable más adecuada a la central son las normas UNE 21185 Protección de las Estructuras Contra el Rayo y Principios Generales" y 21186 "Protección de Estructuras, Edificaciones y Zonas Abiertas mediante Pararrayos con Dispositivos de Cebado"

En el transcurso de la inspección realizada, el titular manifestó la previsión de proceder a la implementación de la citada modificación de diseño en junio de 2011.

Como conclusiones generales alcanzadas en la evaluación, se considera que la información aportada por el titular, y el informe DST 2009/188 antes mencionado son aceptables; que el planteamiento del análisis realizado cumple el espíritu de la RG 1.204, si bien como acciones derivadas del mismo el titular ha optado por la aplicación de una metodología alternativa a la contemplada en la guía reguladora, basada en el uso de las normas españolas UNE 21185 y 21186; y que la propuesta de modificación de diseño puesta en marcha por parte de CN Vandellós II SCD-V-30609, la cual el titular deberá completar en su desarrollo e implementación, se ha considerado igualmente aceptable.

El desarrollo y la implantación de la modificación de diseño SCD-V-30609 indicada, actualmente en curso, será incluida en una Instrucción Técnica Complementaria., con un plazo de finalización de 30 de junio 2011.

Adicionalmente, se considera necesario que el titular analice la aplicabilidad de la R.G. 1.204 "Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plants", y definirá justificadamente su alcance de aplicación, cuando aborde una modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de las misma.

Este aspecto lo ha asumido el titular en la carta de referencia CSN-C-DSN-5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054), que la evaluación del CSN considera aceptable

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que el plazo de incorporación de la revisión 1 de esta guía reguladora a las bases de licencia no sobrepasará el 31 de diciembre de 2010, lo que se considera igualmente aceptable.

3.2.4.-Comportamiento de Equipos

3.2.4.1. -Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones de Funcionamiento

La evaluación genérica se ha centrado en la valoración del conjunto de las inoperabilidades de equipos, de sucesos notificables, de las modificaciones de requisitos de vigilancia y de los cambios en su contenido, con fin de determinar las tendencias a lo largo del período RPS.

Los principales resultados alcanzados son las siguientes:

- Se ha considerado aceptable la valoración del titular sobre la evolución global de los procesos y procedimientos incluidos dentro del alcance de la RPS, identificando las modificaciones realizadas, sus objetivos, las acciones derivadas, su implantación, las mejoras obtenidas y las deficiencias detectadas en su sistemática de implantación, así como los planes futuros para aumentar la seguridad de la central.

- Se han detectado, sin embargo, ciertas carencias respecto al cumplimiento de los Requisitos de Vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y a las fuentes de la información utilizadas por el titular en el análisis, que el titular debe considerar en la próxima revisión de la RPS, según se expone a continuación

  - Realizar un análisis de la tasa de fallos de equipos sometidos a Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, orientado a identificar tendencias negativas para la seguridad en el comportamiento de los equipos, comprobando, en los casos aplicables, la idoneidad de las acciones correctivas implantadas.

  - Realizar una valoración sobre las implicaciones que tiene el hecho de haber utilizado las Órdenes de Trabajo como fuentes de información para los análisis, y no los resultados de ejecución de los propios requisitos de vigilancia, ya que durante su realización podrían producirse incidencias que no fueran solucionadas mediante una Orden de Trabajo, como por ejemplo ajustes de canales de instrumentación, no tenidas en cuenta en el análisis.

Estos aspectos han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DS-10-131

3.2.4.2. -Programa de Inspección en Servicio

Este apartado está estructurado en las siguientes parte: Alcance y resultados del programa de inspección en servicio del intervalo y Manual de la Inspección en Servicio (MISI), alcance y resultados de los manuales de recomendaciones de vigilancia (MRV) y de erosión-corrosión (MEC) y el análisis del comportamiento de barreras.

A continuación se resumen las evaluaciones realizadas:

a) ***Evaluación de resultados del programa de inspección en servicio de intervalo y Manual de Inspección en Servicio (MISI) y otros manuales complementarios***

La evaluación se ha centrado, principalmente, en comprobar que en la RPS se incluye un análisis de los cambios en el Manual de Inspección en Servicio (por cambio de la normativa aplicable en los programas de inspección en servicio, casos de código, etc., o por cambios de diseño), en analizar los hallazgos y desviaciones al programa más importantes y en realizar una valoración de los resultados y de las acciones adoptadas, tales como los programas de inspección adicionales, con el fin de conocer la idoneidad de las mejoras y acciones llevadas a cabo en el periodo analizado.

A continuación se resumen los resultados más significativos:

- De la información suministrada en la RPS se concluye que las principales causas de las modificaciones al Manual de Inspección en Servicio obedecen a cambios de la normativa aplicable, a la corrección de erratas, mejora de la redacción de algunos textos que permitan mejorar su interpretación, así como a modificaciones de diseño. Los cambios más relevantes fueron los derivados del cambio de la edición del código ASME aplicable al segundo intervalo, pasando de la edición de 1983 a la edición de 1989 para la inspección de equipos y tuberías de clase 1, 2 y 3, y edición de 1992 para la inspección de componentes de clase MC y CC (contención), y que condujeron a la introducción de requisitos para los exámenes y pruebas de la contención de acuerdo con las subsecciones IWE y IWL y la introducción de requisitos de inspección del 100% de las soldaduras de la vasija del reactor para el segundo intervalo y sucesivos.

  La información que se incluye en la RPS al respecto de este aspecto se considera aceptable.

- Se ha verificado en esta evaluación el alcance y resultados de los siguientes programas: programa de inspecciones por Ensayos No Destructivos realizados durante el periodo analizado, realizados siguiendo tanto los requisitos aplicables de la sección XI del código ASME, así como los realizados siguiendo otra normativa o experiencias operativas.; programa de inspección de soportes y amortiguadores; programa de pruebas funcionales de bombas; programa de pruebas funcionales de válvulas; programa de pruebas de presión e hidrostáticas; programa de inspección de los tubos de los generadores de vapor; programa de pruebas e inspecciones del recinto de la contención y programa de inspección de válvulas de turbina.

  Como conclusión, se confirman los resultados del titular de una manera global y se señala la coherencia de la información suministrada en la RPS con la de las evaluaciones de detalle y supervisión realizadas durante el período ISI considerado.

  No obstante, para las pruebas de verificación de tarado de válvulas de alivio y seguridad, categoría C y AC de ASME OM, durante el periodo analizado, se han encontrado fallos repetitivos en diversas válvulas, cuyas causas no han sido suficientemente analizadas en la RPS.

Este último aspecto ha sido incluido en la carta de referencia CSN-C-DSN-10-130 como requisito de ampliación de información de la RPS.

b) *Manual de Recomendaciones de Vigilancia (MRV)*

En la evaluación realizada se ha verificado la información sobre el análisis de los dos programas de vigilancia establecidos en el MRV, y las conclusiones alcanzadas han sido las siguientes:

- En relación al programa de vigilancia de la integridad estructural de sistemas susceptibles a degradación por corrosión, los resultados son de "Aceptables" y las anomalías detectadas han sido reparadas y posteriormente reinspeccionadas con resultados de "Aceptables".

- En relación al programa de vigilancia de las barras de control, la información de los resultados del programa de vigilancia aplicado se considera aceptable y coherente con las evaluaciones y supervisión realizadas durante este período RPS. Sin embargo, en el alcance tratado se han excluido aspectos tales como la mención a la ejecución de un programa de inspecciones de las placas intermedias de los tubos guía así como el desarrollo de un análisis sobre la posible relación entre el proceso de desgaste de barras de control por rozamiento con los tubos guía, con los desgastes identificados en las placas intermedias de los tubos guía.

  Por todo ello se considera que el alcance tratado en el informe RPS en cuanto al programa de vigilancia de barras de control es incompleto, y por ello deberá ser actualizado con la información indicada en el párrafo anterior en una próxima revisión de este documento, lo que se ha incluido en la carta CSN-C-DSN-10-130 como requisito de ampliación de información.

c) *Manual de Erosión- Corrosión (MEC)*

En lo concerniente al programa de Erosión-Corrosión, el informe resume el alcance de las inspecciones realizadas durante el periodo RPS considerado, que se extiende a tuberías susceptibles, los calentadores de alta presión del sistema de agua de alimentación, recalentadores de vapor (MSRs) y tuberías "Cross-Under" y "MopsScrups".

Se considera que la información suministrada es satisfactoria a los efectos del cumplimiento con los objetivos de la RPS.

d) *Evaluación del comportamiento de barreras*

Se han llevado a cabo evaluaciones específicas sobre los análisis y sus resultados de los análisis de fiabilidad del comportamiento del combustible, y de las pruebas e inspecciones para vigilar la integridad y comportamiento del edificio de contención y de la barrera de presión. Las principales conclusiones alcanzadas son las siguientes:

- En relación al comportamiento del edifico de contención y de la barrera de presión, en la RPS se concluye que los resultados de las pruebas e inspecciones que éste es satisfactorio, lo que se ha considerado aceptable en la evaluación realizada.

- Los resultados de los programas de inspección y pruebas, así como las modificaciones realizadas en el diseño de los elementos combustible, permiten considerar que el comportamiento de las barreras a lo largo del periodo RPS ha sido satisfactorio.

  Sin embargo, se debe ampliar la información de la RPS de acuerdo con la siguiente información y en el apartado que igualmente se especifica:

  - En el apartado 3.3.2.3. "Comportamiento de barreras", el titular estructurará el análisis de combustible durante los últimos diez años, teniendo en consideración la operación del combustible durante dicho período (tipo y características de los elementos introducidos en la unidad durante todos los ciclos de operación concernidos), el de la experiencia operativa, y el de la caracterización del combustible presente en las piscinas de elementos irradiados con vistas a su posterior tratamiento.

Estos aspectos se han incluido en la carta de referencia CSN-C-DSN-10-123 como requisitos de ampliación de información de la RPS.

3.2.4.3. -Calificación de Equipos

La evaluación ha comprendido tres partes la cualificación sísmica, la cualificación ambiental y la dedicación de los equipos de adquiridos como clase convencional a clase de seguridad. A continuación se resumen las evaluaciones realizadas:

Cualificación ambiental de equipos

La evaluación se ha centrado en la verificación del Programa de Calificación Ambiental, su estado de desarrollo, actualizaciones y variaciones surgidas durante el periodo del análisis. También se ha valorado la revisión realizada sobre gestión de repuestos calificados, incluyendo su programa de dedicación de componentes, valoración efectuada de los resultados y la programación de actuaciones futuras previstas por la central.

Las conclusiones alcanzadas en la evaluación son las siguientes:

- Durante el período de vigencia de la RPS, se ha mejorado la gestión de datos de la documentación soporte del Programa de Calificación Ambiental de la central mediante su inclusión en el programa informático GESTEC específico de la central.

- Durante el periodo de la RPS se ha realizado por parte del CSN, un seguimiento continuo de la evolución del Programa de Calificación Ambiental de la central, en base al contenido de las sucesivas revisiones del Informe de Calificación Ambiental remitidas al CSN y a las comprobaciones efectuadas en las distintas inspecciones realizadas en CN Vandellós II.

- En base a lo anterior se considera, que el estado actual del Programa de Calificación Ambiental de Equipos implantado en CN Vandellós II es adecuado y cumple con los

requisitos de la normativa aplicable y los criterios de aceptación específicos adoptados en las evaluaciones llevadas a cabo en el período de esta RPS.

- Asimismo se considera que el contenido de la RPS de CN Vandellós II, describe de manera aceptable la evolución del Programa de Calificación Ambiental de Equipos desarrollado, sus objetivos, las modificaciones del mismo y la valoración de sus resultados.

Cualificación sísmica de equipos y componentes y su impacto en el IPEEE sísmico

El alcance de la evaluación se ha centrado en la verificación del Programa de Calificación Sísmica, su estado de desarrollo, actualizaciones y variaciones surgidas durante el periodo analizado; y asimismo, se ha valorado la gestión de repuestos calificados, incluyendo su programa de dedicación de componentes.

En el desarrollo de la evaluación se ha identificado la normativa aplicada en la calificación sísmica de los equipos y componentes categoría sísmica I en su diseño original como es la Guía Reguladora 1.100 revisión 1"Seismic Qualification of Electric Equipment for Nuclear Power Plants", y en particular se han contemplado las modificaciones de los focos fríos de los sistemas GJ de agua enfriada esencial y KJ de refrigeración de los generadores diesel de emergencia en el año 2007; así como la aplicada a equipos y componentes de diseño reciente como los del sistema EJ de refrigeración de salvaguardias tecnológicas, implantado en 2009, como es la Guía Reguladora 1.100 revisión 2, del mismo título.

Adicionalmente, se ha revisado la información que figura en la RPS en relación a la aplicación de su procedimientos de cualificación sísmica de C. N. Vandellós II denominados PST-21 "*Calificación Sísmica-Ambiental de Equipos y Componentes"* y de procesos de dedicación de equipos PST-20, "*Dedicación de componentes grado comercial*", y a la evolución de estos dos procedimientos desde la primera RPS de C. N. Vandellós II.

Las principales conclusiones alcanzadas en la evaluación han sido las siguientes:

- La RPS describe en líneas muy generales el proceso de calificación sísmica llevado a cabo en C. N. Vandellós II para equipos y componentes de categoría sísmica I, haciendo referencia al Estudio de Seguridad de la central.

  De dicha referencia se ha deducido que el requisito básico de calificación sísmica para dichos equipos y componentes, ha sido el cumplimiento con las guías reguladoras antes mencionadas, lo que se considera adecuado, según los criterios de evaluación adoptados.

  Adicionalmente, se ha verificado que dichas normas son también aplicables en los procesos de dedicación de componentes de grado comercial que requieran calificación sísmica, así como a los repuestos.

  En base a lo anterior, con el fin de que la RPS incorpore información más concreta, en la nueva revisión del documento de la RPS, en el apartado correspondiente a cualificación sísmica, deberá indicarse explícitamente la normativa aplicable así como el grado de cumplimiento de los procedimientos PST-20, "*Dedicación de componentes grado comercial"*, y PST-21 *"Calificación Sísmica-Ambiental de Equipos y Componentes"*.

Asimismo, debe incluirse en la RPS una tabla resumen de los Dosieres de Calificación sísmica indicando la normativa y metodología seguida, o ampliar el contenido de la tablas 3.3.4-1 *Lista de Dosieres de Calificación Sísmica-Ambiental realizados y configurados en los últimos 10 años* y 3.3.4-2 *Lista de dedicaciones realizadas en los últimos 10 años,* recogiendo dicha información.

Por otro lado, y adicionalmente a lo anterior, las mencionadas tablas 3.3.4-1 y 3.3.4-2 que aparecen en la RPS, también deberán actualizarse incluyendo los dosieres de calificación sísmica correspondientes a los equipos de los sistemas GJ y KJ mencionados.

- En la supervisión llevada a cabo durante todo el período RPS se ha comprobado que la aplicación de la citada normativa ha sido la adecuada en los equipos requeridos de cualificación sísmica, y en particular en el proceso de calificación símica de la modificación de los sistemas GJ y KJ antes mencionados. Sin embargo, la documentación de la cualificación sísmica ha sido realizada dentro del marco del proyecto EJ y no con el alcance de los procedimientos aplicables a este proceso.

  Por ello, en relación con las modificaciones de diseño de los sistemas GJ y KJ y con la implantación del nuevo sistema de agua de salvaguardias tecnológicas EJ, así como con las futuras modificaciones de diseño que puedan realizarse, la documentación relacionada con la calificación sísmica debe ser analizada y archivada de acuerdo los procedimientos PST-20 y PST-21 mencionados con el fin de garantizar el mantenimiento de su calificación en el futuro.

Los aspectos señalados en los puntos anteriores como necesarios para ampliar la información del RPS han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-133.

Adicionalmente, como información complementaria, pero independiente del mantenimiento de la calificación ambiental de componentes, el titular ha presentado una nueva revisión 2 del APS de sucesos externos IPEEE sísmico, que complementa al tema de calificación sísmica de componentes que se trata en este apartado.

De la evaluación de la citada revisión del IPEEE sísmico se deriva que el margen sísmico de seguridad de la central está por encima del correspondiente al terremoto de revisión utilizado (0.3 g), y que por lo tanto no se ha disminuido el margen sísmico de la planta, basado en el cálculo HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure) de los componentes sustituidos durante el periodo de estudio de la presente RPS.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5296, recibida el 6 de mayo de 2010, informa del programa de resolución de todas las recomendaciones surgidas de la revisión del IPEEE sísmico, antes de final de 2011. Actualmente, la mayoría de estas recomendaciones están implantadas prácticamente como el titular verificó en los recorridos por la central de 1994 y 2001. Posteriormente, en los recorridos realizados durante 2009, el titular detectó que quedaban pendiente de implantación algunas situaciones que requieren pequeñas actuaciones, que quedarán resueltas en el plazo indicado

Dedicación de equipos:

La evaluación que se resume es la realizada desde un punto de vista de garantía de calidad. Como conclusión se indica que la información contenida en la RPS se ha considerado correcta en cuanto a contenido, si bien en el alcance de la misma no se ha incluido la relativa a los procesos de dedicación de equipos realizada en el sistema EJ.

En consecuencia, y dado el amplio uso de este proceso en numerosos equipos durante este proyecto, se considera necesario que se incorpore a la RPS la información correspondiente a los procesos de dedicación utilizados en el proyecto EJ.

La conclusión expuesta en el párrafo anterior ha sido comunicada al titular mediante la carta de referencia CSN/C/DSN/10/80.

3.2.4.4. -Gestión de Vida

El Plan de Gestión de Vida (en adelante PGV) presentado junto con la segunda RPS está documentado en los siguientes informes, de referencia ING-09031, revisión 1, "Plan de Gestión de Vida de C. N. Vandellós II" adaptado a la recientemente publicada Instrucción IS-22 del CSN. Adicionalmente, y como complemento al Plan de Gestión de Vida, el titular ha remitido el informe ING-09042, revisión 0, "Alcance de Gestión de Vida de CN Vandellós", que recoge las conclusiones del análisis de alcance de componentes y estructuras, además de una serie de modificaciones derivadas de la Inspección de noviembre de 2009 (acta de referencia CSN/AIN/VA2/09/718).

La evaluación tiene dos partes diferenciadas pero ligadas. Una de ellas ha consistido en la evaluación de los documentos de gestión de vida mencionados. La segunda es continuación de la primera, pero en ella se valora una evolución del plan de gestión de vida respecto de la plasmada en documentos de CN Vandellós presentados. Esta evolución, aunque está contemplada en documentos del plan de gestión de vida de CN Ascó[3], son válidos igualmente para CN Vandellós II[4], y en ellos está consideradas las conclusiones alcanzadas en la primera parte de la evaluación.

A continuación se expone un resumen de las evaluaciones realizadas.

La primera parte de la evaluación se ha fundamentado básicamente en la valoración de la información contenida en el Informe RPS, así como en los documentos de referencia ING-09031, revisión 1, y ING-09042, revisión 0, antes mencionados y remitidos al CSN, así como en el seguimiento llevado a cabo mediante inspecciones efectuadas durante el periodo de esta RPS.

[3] El titular es el mismo y lleva a cabo una explotación integrada de las dos centrales, C.N. Vandellós II y Ascó, tanto en los aspectos de seguridad nuclear como de producción.

[4] Los documentos del plan de gestión de vida de ambas centrales son iguales en lo metodológico y en cuanto a desarrollo, y se diferencian aspectos particulares de cada central.

Como criterios de evaluación se han utilizado principalmente los aspectos contenidos en la Instrucción de Seguridad IS-22 del Consejo de Seguridad Nuclear sobre "Requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares" y en la Rule 10 CFR54, mayo 1995 (en adelante 10CFR54) "Requirements for Renewal of Operating Licenses for NPP", USNRC) y normativa de desarrollo (NUREG-1801 y NUREG-1800 fundamentalmente).

En esta evaluación se han identificado los aspectos a mejorar tanto en los documentos objeto de la evaluación (ING-09031, revisión 1 y ING-09042, revisión 0), así como en el propio planteamiento metodológico del proyecto, con el objetivo de adaptarse adecuadamente a los principios y criterios de la normativa aplicable utilizada en la evaluación.

Como continuación, y como hito adicional de importancia para la evaluación del plan de gestión de vida, se recibió en el CSN, mediante carta de referencia ANA/DST-LCSN-2102 de fecha 15/04/2010, los siguientes documentos concernientes a la C.N. Ascó:

• 'Plan de Gestión de Vida de la C.N. Ascó (ING-10010 Rev. 0), de fecha 15/04/2010 (en adelante "PGV-ASCÓ").

• Alcance de componentes y estructuras en el Plan de Gestión de vida de la C.N. Ascó (ING-10011 Rev.0), de fecha 16/04/2010.

Estos dos documentos han sido elaborados por el titular con motivo del cierre del punto 3 de la ITC CNASC/ASO/05/12 "Aplicabilidad del suceso de degradación del sistema de servicios esenciales de C.N. Vandellós en C.N. Ascó", de acuerdo con lo expuesto en la reunión mantenida con el CSN el pasado 05/02/2010 (Nota de Reunión NR/ANA/CSN/AS-158).

En lo que respecta a esta evaluación, estos documentos han sido valorados, atendiendo a la existencia de una estrategia común por parte del titular en lo que respecta al proyecto de gestión de vida de ambas centrales. Esta política ha sido manifestada explícitamente por el mismo en el curso de las distintas inspecciones realizadas y constatado de forma práctica a través de la información recabada por el equipo inspector, así como por la comparación misma entre los Informes de gestión de vida enviados periódicamente al CSN para una y otra central.

Lo anterior se encuentra asimismo corroborado por lo indicado en la Nota de Reunión ya mencionada, dónde se manifiesta lo siguiente: "..,está elaborado y en proceso de firmas para su envío al CSN el mismo documento del Plan de Gestión de Vida equivalente para CN Vandellós, revisado con los aspectos derivados de la mencionada inspección, y en el marco de la evaluación de la segunda RPS de C. N. Vandellós II".

Por tanto, y en el buen entendimiento de que ambos documentos tendrán estructuras y contenido similar, se tomarán en consideración el PGV y documento de Alcance correspondientes a C.N. Ascó para la presente evaluación, valorando así las mejoras incluidas respecto al PGV-revisión.1, actualmente vigente para la central.

A continuación se resumen las principales conclusiones alcanzadas en la evaluación que están pendientes de realizar por el titular y que debido a su importancia se han incluido como propuestas para la emisión de los correspondientes requisitos:

1. Todos los análisis realizados por C.N. Vandellós 2 en el ámbito de la Gestión de Vida (GV), así como cualquier herramienta de gestión desarrollada por el Titular, tienen que permitir el tratamiento diferenciado entre los elementos dentro del alcance por los criterios de la IS-22, de aquéllos que están dentro del alcance por otros criterios. Este aspecto deberá ser manifestado explícitamente en el Plan de Gestión de Vida.

   En particular, esta diferenciación afecta al informe general de alcance de referencia ING-09042, revisión 0, así como al conjunto de plantillas generadas (documentos tipo DST 200X/XXX), en dónde deberán realizarse las modificaciones oportunas para posibilitar la distinción entre unos elementos y otros.

2. El titular completará el informe general de alcance de referencia ING-09042, revisión 0, para incluir los resultados relativos al análisis de todo tipo de ESC, incluidas las estructuras, cables y soportes, siendo válida la opción de indicar la referencia al documento específico donde los elementos en cuestión sean analizados.

   Este documento deberá incluir asimismo (de forma directa o por referencia al documento de análisis) los criterios de la Instrucción lS-22 que justifican la inclusión de cada ESC / agrupación, dentro del alcance.

   Adicionalmente se deberá completar el análisis de aquellos componentes de tipo mecánico y eléctrico que en el análisis actual de alcance no hayan sido considerados.

3. Antes de finales de 2011, C.N. Vandellós 2 deberá proceder al cierre de disconformidades identificadas en los análisis de gestión del envejecimiento y relativas a aquellas actividades y procedimientos de gestión existentes que en la actualidad no cumplen con las mejores prácticas de la industria.

4. El titular realizará una revisión sistemática de la experiencia operativa externa para su consideración en los análisis de fenómenos degradatorios existentes, así como en la definición de sus programas de gestión del envejecimiento. Esta revisión supondrá la incorporación de la Experiencia Operativa aplicable a los análisis hasta la fecha actual, sin perjuicio de las posteriores actualizaciones periódicas que habrán de realizarse para mantenimiento de los mismos.

   Adicionalmente, deberán revisarse los apartados del Plan de Gestión de Vida donde se trate esta cuestión, clarificando la experiencia operativa ya considerada en los análisis, así como la previsión de actividades a realizar (especificando plazos) con objeto de subsanar las carencias evidenciadas.

5. El titular deberá proceder, tras el desarrollo del documento previsto de refª ING-10007, revisión 0 (definición de ambientes, materiales y fenómenos/mecanismos de degradación), a la revisión de las Plantillas para que éstas reflejen la definición final de materiales y ambientes conciliados con "Generic Aging Lessons Learned" (GALL), USNRC NUREG-1801", revisión 1, septiembre de 2005.

Asimismo, y en lo que a las Plantillas se refiere, el titular deberá comprobar el listado final de Plantillas elaboradas que figura en las Tablas 4.4.1 a 4.4.6 del PGV, e introducir si es preciso las correcciones oportunas.

6. El titular procederá al reanálisis de los elementos omitidos en los actuales análisis de fenómenos degradatorios (válvulas aleadas, grasa de tendones de contención, bases portafusibles, penetraciones eléctricas), así como de las funciones propias que igualmente no han sido consideradas en el caso de algunos elementos tales como los orificios restrictores de flujo, entre otros.

Adicionalmente se han identificado otros aspectos que están en curso en el plan de gestión de vida de C. N. Ascó y que terminarán pasando al de C. N. Vandellós II, por lo que no serán requeridos al titular. Estos aspectos tienen que ver con mejoras de su análisis de atributos, mejoras específicas del informe anual de PGV y de la revisión de los análisis de gestión periódica y del conjunto de PGE finalmente definidos en su catálogo.

3.2.4.5. -Regla de Mantenimiento (RM)

RM aplicada a Sistema/Funciones

La evaluación 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 el cumplimiento de la vigilancia de los criterios de comportamiento -apartados (a)(1) y (a)(2) de la RM, en el cumplimiento con la evaluación periódica de la vigilancia del comportamiento y del balance de fiabilidad/disponibilidad -apartado (a)(3), en el cumplimiento con la evaluación del riesgo- apartado (a)(4) de la RM , en los cambios en los planes de mantenimiento preventivo y en los resultados en el comportamiento de equipos y tendencias.

En la evaluación se ha confirmado que, en el periodo que cubre la RPS, el titular ha implantado la Regla de Mantenimiento en la central siguiendo las directrices marcadas por la normativa, y ha ido incorporando modificaciones y mejoras tras el proceso de implantación, derivadas, tanto de las inspecciones y evaluaciones del organismo regulador, como de su propia experiencia en el cumplimiento con la norma. No obstante, se han detectado deficiencias que es necesario corregir y que se exponen a continuación:

• En la evaluación realizada se ha identificado la necesidad de que en la próxima revisión del informe de la RPS se incluya información acerca del cumplimiento con los apartados (a)(3) y (a)(4) y conclusiones acerca de la tendencia en el comportamiento de los equipos, basándose en una evaluación de las actuaciones realizadas en la RM y a través de las cuantificaciones con el APS de los distintos ciclos de operación. Esta conclusión ha sido comunicada al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-79.

• El titular debe optimizar los procesos para disminuir el tiempo medio de permanencia de los sistemas que entran en (a)(1), es decir la tardanza en corregir los fallos cuya acumulación hasta un cierto número provocó la entrada en (a)(1).

Este punto está basado en que en el periodo cubierto por la RPS se han producido muchas entradas de sistemas en (a)(1), el tiempo medio de permanencia de los sistemas en (a)(1) es

elevado, mucho mayor que el valor medio en otras centrales españolas, en algunos sistemas se han producido repetidas entradas en (a)(1), y otros han permanecido categorizados en (a)(1) durante todo el periodo cubierto por esta RPS.

En el informe del ciclo XVI de la RM, editado con posterioridad a la fecha de corte de la RPS se observa una reducción en el número de sistemas en (a)(1), y en la última inspección de la RM realizada en octubre de 2009 se comprobó una mejoría en el comportamiento de equipos. Sin embargo, se considera que la central debe optimizar sus procesos para corregir los aspectos mencionados en el párrafo anterior.

• El titular ha establecido un programa para mejorar la gestión de la RM en los puntos identificados en el apartado 2.4 de la RPS como oportunidades significativas de mejora, que son los que se indican a continuación:

- Mejorar el grado de conocimiento y la implicación de la organización en el análisis y resolución de temas derivados de la RM,
- Mejorar la profundidad y prontitud de los análisis de causa,
- Lograr una mayor calidad en la documentación del cierre de OT's, y
- Disminuir el tiempo transcurrido entre la identificación de un problema repetitivo y su resolución.

Lo expuesto anteriormente es objeto del establecimiento de una Instrucción Técnica Complementaria, con el contenido que se expone a continuación:

"Antes de 12 meses el titular deberá presentar una propuesta de mejora para el cumplimiento con la Regla de Mantenimiento con el objetivo de conseguir una mayor efectividad del mantenimiento preventivo. Adicionalmente, para los sistemas en categorización (a)(1) deberán establecerse medidas correctoras y vigilancias frente a objetivos, para disminuir el tiempo medio de permanencia en dicha categorización. El tiempo de permanencia en vigilancia (a)(1) podrá variar en función de la complejidad del problema de mantenimiento que provocó la entrada del sistema en esa condición".

El titular, no obstante, ha remitido la carta de referencia CNV-L-CSN-5308, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41034), en donde informa del plan de mejoras, cuyos objetivos son los siguientes:

- Optimización de los procesos para conseguir optimizar el número de entradas de sistemas en (a)(1) y disminuir el tiempo medio de permanencia en (a)(1).

- Elaboración de un programa para mejorar la gestión de la RM, el grado de conocimiento y la implicación de la organización en el análisis y resolución de temas derivados de la RM, la profundidad y prontitud de los análisis de causa, lograr una mayor calidad en la documentación del cierre de OT's y disminuir el tiempo transcurrido entre la identificación de un problema repetitivo y su resolución.

La evaluación considera aceptable la información sobre el plan de mejoras incluido en su carta.

RM aplicada a Estructuras

La evaluación se ha centrado en la implantación de la norma RM, que tuvo lugar durante el período RPS analizado, y la aplicación de la RM a las estructuras de la central en el período posterior a su implantación.

Las conclusiones alcanzadas en esta evaluación han sido las siguientes

- El titular ha implantado la RM siguiendo las directrices marcadas por la normativa, y ha ido incorporando modificaciones y mejoras tras el proceso de implantación, derivadas, tanto de las inspecciones y evaluaciones del CSN, como de su propia experiencia en el cumplimiento con la norma.
- El programa establecido, tanto en su alcance, que se ajusta a la normativa aplicable, como en la frecuencia de las inspecciones de vigilancia, y la ejecución y seguimiento de las acciones correctoras derivadas del mismo, cumplen adecuadamente los objetivos de la Regla de Mantenimiento.
- No obstante, la documentación de la RPS presentada por el titular, en relación con la aplicación de la RM en las estructuras, solo recoge la información resumen del proceso de implantación de la RM. Por ello se considera necesario, que en la próxima revisión de la RPS, se incluya la información correspondiente a la fase posterior a la implantación de la RM y a su estado actual, cubriendo, al menos, los siguientes puntos:
  - Cambios en la estructura de las organizaciones involucradas en la Regla de Mantenimiento que afectan a la aplicación de la RM.
  - Referencia al documento 2008/017: "*Bases de diseño para la aplicación a las estructuras de la Regla de Mantenimiento para CN Vandellós II* (ING-0811 Rev. 0).
  - Referencia a los procedimientos vigentes asociados a la aplicación de la RM en estructuras, que no están recogidos en la documentación de la RPS.
  - Resumen de los resultados más significativos, especialmente de aquéllos que han originado inspecciones o evaluaciones adicionales, con la valoración sobre las acciones adoptadas.

Los requisitos de ampliación de la información de la RPS contenida en el último punto han sido comunicados al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-136.

3.2.5.-Modificaciones de la Instalación

La información sobre el conjunto de modificaciones de diseño implantadas y diseñadas durante este período RPS ha sido evaluada desde el punto de vista de las distintas disciplinas involucradas en este proceso de renovación de la autorización de explotación.

Por su parte, el titular en su valoración del conjunto de modificaciones, concluye que con la implantación de las modificaciones de diseño realizadas en el periodo objeto de la revisión periódica de seguridad se han acometido importantes objetivos de mejora, y se ha contribuido al mantenimiento del cumplimiento con las bases de diseño de seguridad de los sistemas, sin impactar de forma negativa en las funciones significativas para el riesgo.

En general, la información y valoración realizada por el titular sobre el conjunto de modificaciones de diseño se considera adecuada, y, asimismo, son razonables las valoraciones y conclusiones que se dan en la RPS en cuanto a la mejora en los sistemas a raíz de las modificaciones de diseño implantadas.

No obstante, en las evaluaciones de detalle realizadas se han identificado aspectos que deben ser resueltos por el titular por diferente vía en función de la importancia de los mismos. Estos aspectos están asociados a la modificación del foco frío del sistema de agua enfriada esencial (sistema GJ) y a la implantación del sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ)

Los aspectos mencionados son los siguientes:

- En relación con la modificación del sistema GJ, se requiere que:

  "El titular aporte la documentación soporte de la aseveración recibida del fabricante de que los cambios incorporados en la versión 4.02 del software del controlador digital de temperatura de salida de agua enfriada del sistema GJ no afectan a las conclusiones del informe de dedicación y verificación y validación del software en versión 4.00 (documento S2000-RP-03 Rev. 0 de Southern Testing Services)".

Este aspecto lo ha asumido el titular mediante las acciones que incluye en la carta de referencia CNV-L-CSN- 5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054).

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que esta acción quedará realizada antes del 31 de diciembre de 2010.

La evaluación considera aceptable las acciones del titular.

- En relación con la puesta en servicio del nuevo Sistema de Agua de Salvaguardias Tecnológicas (EJ):

El CSN envió la carta CSN-C-DSN-09-108, CNVA2-VA2-09-14 del 24.09.2009 (nº 7214 de registro) en cuyo punto 4 se indicaba:

"El titular enviará al CSN el Anexo A-20 del IIT-141, "Informe de datación de la diaclasa del sustrato rocoso del complejo EJ", con el análisis de su significado tectónico y geodinámico, que se utilizará para revisar la estimación de la probabilidad de ocurrencia de sismicidad fuerte en la estructura tectónica del emplazamiento de la central".

En respuesta, el titular envió al CSN la carta CNV-L-CSN-5193, recibida el 18 de diciembre de 2009 (nº de registro 22747) y la carta CNV-L-CSN-5298, recibida el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40987), con los análisis correspondientes.

La evaluación de esta información indica que el titular da una respuesta incompleta a lo requerido en la carta del CSN antes mencionada, ya que aporta el informe de datación de las diaclasas, pero no lo han utilizado para revisar la estimación de la probabilidad de ocurrencia de sismicidad fuerte en la estructura tectónica del emplazamiento de la central. El titular, al respecto, ha afirmado que completará esta información y la remitirá al CSN antes de un mes.

En base a lo anterior, a fin de garantizar que el titular envía la información pendiente, se propone establecer una Instrucción Técnica Complementaria con el siguiente contenido:

"El titular enviará al CSN, antes del 31 de agosto de 2010, el informe revisado de datación de las diaclasas del sustrato rocoso del sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ), con el análisis de su significado tectónico y geodinámico y la estimación revisada de la probabilidad de ocurrencia de sismicidad fuerte en la estructura tectónica del emplazamiento de la central".

Si este informe llegase antes de emitirse las ITCs asociadas a la renovación de la autorización de explotación, no sería necesario emitir esta ITC.

3.2.6.-Análisis Probabilista de Seguridad (APS)

El proceso de actualización de los APS de C.N. Vandellós II en los últimos años no ha seguido estrictamente las directrices de la G.S-1.15 "Actualización y Mantenimiento de los Análisis Probabilistas de Seguridad", en lo que se refiere a los plazos de actualización. La actualización del Nivel 1 a potencia sólo se ha realizado cuando han existido modificaciones de diseño importantes en la central, mientras que los APS de Nivel 2, APS en otros modos (en adelante APSOM) y APS de Incendios e Inundaciones Internas han sido, o están siendo actualizados, a raíz de la elaboración de la documentación a presentar para la renovación del Permiso de Explotación.

A continuación se resumen las conclusiones alcanzadas en la evaluación:

APS Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia

El APS Nivel 1 a potencia se ha revisado y comentado con el titular en el contexto de las Inspecciones de Mantenimiento y Actualización de los APS, así como en el marco de la evaluación continua realizada, verificando las acciones llevadas a cabo por el titular en cada una de sus tareas, y la incorporación de los comentarios surgidos en las anteriores Inspecciones. De la evaluación realizada se desprende que.

1. La Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) obtenida es de 7.60 E-6/año, siendo los sucesos iniciadores con mayor contribución al riesgo el Disparo de Reactor y Turbina (T2) (30.84%), la Pérdida de Energía Exterior de 400 (T18) (14.68%) y la pérdida del Sistema de Aire Comprimido con Pérdida del sistema de Agua de Refrigeración No Esencial (T3) (9.93%).

   Los fallos que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo son los siguientes:

   - Fallos de la turbobomba de agua de alimentación auxiliar y de sus válvulas de control y parada.
   - Fallos en la realización de la acción humana de "Feed&Bleed".
   - Fallo en operación de los generadores diesel de emergencia.
   - Fallo en la acción humana de control de nivel de los Generadores de Vapor aportando con el sistema de Agua de Alimentación Auxiliar.
   - Fallo en operación de la bomba de prueba hidrostática.
   - Fallo de causa común al cierre de las válvulas de bypass de los cambiadores de calor del sistema EJ, dentro del sistema EG.

2. La actuación del titular en relación con el Nivel 1 del APS de Sucesos Interno a Potencia, se considera aceptable, aunque deben de considerarse una serie mejoras en sus modelos. Este tipo de mejoras las está tratando el CSN con el conjunto de centrales y se incorporarán en revisiones posteriores del APS, una vez se haya definido el alcance concreto de estas mejoras.

   El titular ha manifestado que realizará estas mejoras en la carta CNV-L-CSN-5287.

APS de Nivel 2

Como parte del APS, C.N. Vandellós II ha presentado la revisión 1 a su APS de Nivel 2.

En la evaluación se ha revisado la metodología de análisis, concluyéndose que supone una mejora metodológica sustancial respecto a la revisión anterior, en el sentido de que se identifican los sistemas importantes para el análisis de la respuesta de la contención, y la disponibilidad de los mismos, haciendo una integración coherente con las secuencias de nivel 1 con el mismo tratamiento metodológico y modelación.

Se han revisado los estudios presentados por el titular sobre la interfase Nivel 1- Nivel 2 y sobre el árbol de sucesos de la contención. Respecto a la interfase se ha analizado el diseño de cabeceros empleado en la agrupación de estados de daño a la planta, y en lo que respecta a la contención, se han analizado los modelos e hipótesis utilizados en la cuantificación del árbol de sucesos.

De los resultados aportados por el titular se obtiene un valor de la Frecuencia de Grandes Liberaciones Tempranas (FGLT) de 6,38E-08/año con las siguientes contribuciones:

- Fallos de aislamiento de la Contención (8%).
- Escenarios de baipás de la Contención (84%)
- Escenarios de rotura de un tubo del Generador de Vapor (8%)

Como conclusión, se considera aceptable la actuación del titular en relación con la tarea de APS de Nivel 2, con las siguientes mejoras:

1. Justificar que el sistema de refrigeración del núcleo, actuando en modo de recirculación en baja presión puede refrigerar al núcleo fundido que pasa a la cavidad del reactor mediante los cambiadores del sistema de evacuación de calor residual (RHR) después del fallo de la vasija, y que el modo de fallo de la contención de penetración de la losa de la cavidad puede evitarse.

2. Justificar las hipótesis en las que se basa el estudio para considerar el instante de fallo de la placa soporte del núcleo como el límite máximo de tiempo de la acción de despresurización de la Vasija al alcanzarse los 649 ºC en los termopares del núcleo

En la carta CNV-L-CSN-5287, mencionada más adelante, el titular ha manifestado que presentará estas justificaciones.

APS en Otros Modos de Operación (APSOM)

Como parte de la documentación asociada a la renovación del Permiso de Explotación, C.N. Vandellós II ha presentado la revisión 1 de su APSOM, y fue recibido en el CSN a últimos de febrero de 2010, por lo que la evaluación se ha circunscrito a los aspectos más importantes del análisis. Posteriormente se mantuvo una reunión con el titular, los días 16 y 17 de marzo, al objeto de aclarar discrepancias y dudas del análisis.

El proceso y las metodologías aplicables al Análisis de Datos del APSOM es el mismo que en Nivel 1 a potencia, la única desviación es el período de análisis de experiencia de explotación considerado para estimar las indisponibilidades por pruebas, mantenimiento correctivo y preventivo por no considerarse realista utilizar configuraciones de recarga no aplicables al momento actual.

En relación con la tarea de Fiabilidad Humana cabe señalar que la metodología empleada está basada en referencias aceptadas por el CSN para estos análisis y que, asimismo, se utilizó para el APSOM de C.N. Ascó, con algunas diferencias en los modelos de cuantificación cognoscitiva utilizados.

Se ha revisado por el CSN el proceso de cuantificación de la revisión 1 del APSOM, obteniéndose una Frecuencia de Daño al Núcleo de 3.14 E-5/año. Los sucesos iniciadores con mayor contribución al riesgo son:

- Pérdida de Suministro de Energía Eléctrica a la barra de salvaguardias de 6,25 kV alineada al tren del sistema de evacuación residual (en adelante RHR) en servicio, operando a media tobera (37%).
- Pérdida Total de Energía Eléctrica Exterior operando a media tobera (32%).

Los fallos que más contribuyen a la frecuencia de daño al núcleo son los siguientes:

- Fallo al arranque y operación de los generadores diesel de emergencia.
- Fallo del operador al arranque de la bomba del sistema de evacuación de calor residual (RHR) tras la pérdida inicial del tren del RHR en funcionamiento.
- Indisponibilidad por mantenimiento correctivo del sistema Agua de Refrigeración de Componentes (EG).

Como conclusión, se considera que la actuación del titular en relación con el APS en Otros Modos de Operación es aceptable con los siguientes mejoras:

1. Para obtener resultados más realistas sobre el riesgo durante la parada, se deben plantear escenarios específicos en el Estado Operacional de la Planta (EOP) 10 correspondiente a la operación a media tobera.

2. La utilización en este estudio de revisiones de Procedimientos de Operación de Fallo (POF) aún no aprobadas en la central, debe conllevar un seguimiento con respecto a su implantación definitiva. En el caso de que no se llevara a cabo dicha implantación, se deberán modificar los modelos del APS para su adaptación a los procedimientos en vigor de la central.

3. Analizar de manera realista, si a las indisponibilidades por mantenimiento correctivo, preventivo y pruebas de las que no se ha encontrado ninguna indisponibilidad real,

pero que podrían ocurrir en el futuro, se les debe asignar el valor umbral de 1.00E-6 con Factor de Error 3 como en Nivel 1.

4. Justificar las hipótesis de modelación y asignación de indisponibilidades realizadas para estimar mediante árbol de fallos la frecuencia de los siguientes escenarios: Pérdida de Soportes del RHR en Modo 4 Bajando Potencia (escenario denominado RH3A), Pérdida de Soportes del RHR en servicio en Modo 4 Subiendo Potencia (RH4A), Pérdida de Soportes del RHR en Modo 5 Bajando Potencia (RH3B), Pérdida de Soportes del RHR en servicio en Modo 5 Subiendo Potencia (RH4B), Pérdida de Soportes del tren RHR con Inventario reducido (RH6) y Pérdida de Aire Comprimido a Media Tobera (RH12).

En la carta CNV-L-CSN-5287 mencionada más adelante, el titular ha manifestado que realizará estas mejoras.

Como resumen de la evaluación señalar que las mejoras identificadas en la evaluación de los análisis de APS de Nivel 1, Nivel 2 y APSOM, recogidas en los puntos anteriores fueron discutidas con el titular en las reuniones técnicas mantenidas con él, y cuyo contenido figura en las Notas de Reunión R/10/04 de 22 y 23 de abril de 2010 y CSN/ART/APFU/VA2/1005/04 de 7 de mayo de 2010. Considerando la especificidad de las mejoras, y según lo acordado en las reuniones mencionadas, el titular ha enviado la carta de referencia CNV-L-CSN-5827, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41043), mediante la que asume dichas mejoras en las condiciones y plazos especificados en dicha carta.

La evaluación considera aceptable la propuesta del titular.

APS de Incendios

El APS de Incendios de C.N. Vandellós II en su nueva revisión 1, se ha recibido recientemente en el CSN.

Durante las reuniones de seguimiento realizadas sobre el desarrollo de este APS se han ido transmitiendo al titular aspectos metodológicos a tener en cuenta en esta revisión del APS de incendios, así como el alcance que debe tener el estudio. Asimismo, el titular ha adquirido compromisos relativos al alcance de la metodología del NUREG/CR-6850, que serán valorados durante la evaluación de este estudio de APS.

APS de Inundaciones Internas

El estudio de APS de inundaciones internas en su nueva revisión 1, se ha recibido recientemente en el CSN. Dicho estudio está basado en la metodología de cálculo de frecuencia de rotura de tuberías del EPRI 1013141 y en él se han incorporado las actualizaciones que son necesarias introducir desde la revisión inicial.

Durante las reuniones mantenidas en el proceso de evaluación continua se ha discutido la validez en el momento actual de algunas propuestas de mejora, y también se ha llegado a acuerdos con el titular sobre metodología a aplicar en la realización del estudio.

En cuanto a cambios metodológicos que se esperan en la nueva revisión 1 respecto de la revisión 0 destaca el sustituir la metodología de fórmula de Thomas para el cálculo de la

frecuencia de rotura de tuberías por una más moderna descrita en el documento de EPRI "Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding PRAs, Rev.1", el cual recoge experiencia operativa acaecida en los últimos años.

Anteriormente a la presentación del citado estudio de APS mediante una presentación realizada en las oficinas del CSN en Madrid, el titular informó de los resultados preliminares obtenidos en la nueva revisión del APS de Inundaciones Internas.

El titular consideró necesaria esta presentación al CSN dado que los resultados obtenidos en el APS de inundaciones muestran la necesidad de realizar mejoras en la planta.

Según la presentación realizada por los representantes de ANAV, el riesgo se concentra en la rotura de la tubería KC-315-HBD-8 (tubería que alimenta a las estaciones de control de sistemas automáticos de extinción de PCI en el edificio de control) debido a que se trata de una tubería de gran longitud (114 m) y cuya rotura puede afectar potencialmente a las dos barras eléctricas de alimentación a sistemas de salvaguardias.

En dicha reunión del día 9 de marzo (Nota de Reunión R19/03, adjunta a la carta de referencia CSN-C-DSN-10-153), han sido planteadas por parte del titular unas medidas compensatorias que serán aplicables hasta la concreción y realización de una modificación de diseño definitiva que afectará al sistema de PCI del edificio de control. Estas medidas compensatorias consisten en reducir el tiempo de detección y aislamiento en caso de inundación por rotura de tubería del PCI en edificio de control mediante la actuación en dos válvulas manuales que cortarían la alimentación de agua al sistema de Protección Contra Incendios del edificio de control. El titular remitirá al CSN una versión del APS de Inundaciones Internas en la que estarán cuantificadas las medidas compensatorias en su impacto en el riesgo.

En base a lo anterior, y con objeto de garantizar el mantenimiento de las medidas temporales establecidas y asegurar su sustitución por medidas permanentes con la misma finalidad, se requiere dentro de una Instrucción Técnica Complementaria que el titular, durante la parada de recarga programada para 2012, implante una modificación de diseño a realizar sobre el sistema de protección contra incendios del edificio de control que disminuya el riesgo de la central debido a inundaciones internas hasta valores aceptables, sin afectar negativamente a otros riesgos existentes.

Las vulnerabilidades de la central identificadas en el APS de inundaciones internas, deberán estar compensadas con medidas temporales probadas, mediante un Plan de Contingencia que minimice el riesgo de inundación en el edificio de control hasta que las modificaciones de diseño propuestas por el titular queden implantadas. La modificación de diseño a realizar deberá eliminar la necesidad de medidas compensatorias.

Por otra parte, en la evaluación se ha identificado la necesidad de que el titular documente la resolución de los pendientes derivados de la evaluación de la revisión 0 del APS, y analice la vulnerabilidad que representan los sellados frente a las inundaciones internas, en coherencia con el Manual de Protección contra Inundaciones internas a implantar en la central.

Al respecto de este último punto de la evaluación, el titular ha remitido la carta de referencia CNV-L-CSN-5321, recibida el 24 de mayo de 2010 (nº de registro 41120), en donde indica lo siguiente:

- En relación con los aspectos pendientes derivados de la evaluación de la revisión 0 del APS de Inundaciones (cartas de referencia CNV-L- CSN-2609 y CSN-CVA2- 97-50 del año 1997) remitirá antes de final de 2010, un informe considerando el tratamiento dado a cada uno de estos pendientes.

- En relación al análisis de la vulnerabilidad de los sellados (asunto tratado durante la inspección de referencia CSN/AIN/VA2/09/721), se informa que se encuentra recogido en los pendientes derivados de la mencionada acta (PAC 10/0348/02).

  A este respecto también se señala que el análisis de vulnerabilidad ha de ser considerado en el marco del cumplimiento con la emitida Instrucción Técnica Complementaria sobre el Manual de Protección Contra Inundaciones Internas (CNVA/VA2/SG/09/02),

  Dicho Manual entrará en vigor a inicios del año 2011 de acuerdo a los plazos establecidos por la mencionada Instrucción Técnica. En coherencia con la misma, la fecha asumida para la finalización del análisis de vulnerabilidad es Enero de 2011.

La evaluación considera aceptables esta información del titular.

APS de Otros Sucesos Externos

Ni en el alcance de este estudio del titular sobre APS de Sucesos Externos ni en el de la evaluación del CSN se ha incluido el riesgo sísmico, ni el de incendios e inundaciones internas, que están contemplados separadamente en otros apartados de este informe.

En la revisión 2 del APS de Sucesos Externos, contenida en el Informe de tarea IT-5002, Rev.2, de fecha 4.3.2010 de título "Revisión, selección y análisis de sucesos externos aplicables a C. N. Vandellós II", el titular resume que ha revisado, actualizado y cribado los sucesos externos para VA2, actualizando los sucesos correspondientes a impacto de aviones, accidentes en instalaciones industriales y militares cercanas (específicamente la Central Térmica de Ciclo Combinado (CTCC) de Plana del Vent), accidentes en gasoductos, liberación de sustancias peligrosas en el emplazamiento, inundaciones externas, vientos fuertes y tornados. Además, el titular incluye la evaluación del impacto de rayos.

El titular ha utilizado la metodología descrita en el NUREG-1407 , "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", de junio de 1991, para el cribado y análisis de los sucesos externos a analizar.

Con este cribado el titular ha identificado 65 sucesos externos a considerar. Han quedado excluidos de realizar análisis un total de 57 sucesos. De los otros sucesos a analizar, tres están relacionados con inundaciones internas, incendios internos y sismo, y han sido considerados dentro de otros estudios de APS específicos. Los cinco restantes se exponen a continuación junto con su estado actual de análisis:

− Accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas (suceso 1): el alcance del análisis del titular incluye a las instalaciones industriales cercanas, gaseoductos, impacto de aviones, accidentes en transporte por ferrocarril y accidentes en transporte por carretera, si bien están pendientes los análisis correspondientes a los dos

últimos sucesos externos mencionados (ferrocarril y carretera) , a la espera de recibir la documentación necesaria por parte de RENFE y Protección Civil, respectivamente.

− Liberación de productos peligrosos en el emplazamiento (suceso 2): el titular ha realizado su análisis.

− Inundaciones externas (suceso 15): el titular realiza un análisis detallado.

− Rayos (suceso 16): el titular ha realizado su análisis.

− Vientos fuertes, tornados y trombas marinas (suceso 24): el titular ha realizado su análisis.

Adicionalmente, se ha identificado un cambio de cribado respecto de la anterior revisión de este APS, sin justificación. Se trata del suceso 17.1 "tormentas de granizo" se ha cribado por el criterio 4 al considerarlo incluido en el suceso 17 "tormentas severas", cuando estaba anteriormente cribado por el criterio 1. Se debe aportar e incluir en el informe tal análisis.

Asimismo, el titular ha realizado recorridos por el emplazamiento para verificar las condiciones de su estudio de APS con las reales de la central. En general, se ha verificado que son coincidentes, si bien se han identificado una serie de aspectos y deficiencias que han sido contempladas y analizadas dentro de la evaluación del CSN.

En la evaluación realizada se ha valorado la situación de los seis sucesos mencionados (cinco que no fueron cribados, y uno sobre el que se cambió el criterio). Los aspectos más destacables del APS de Sucesos Externos de C.N. Vandellós II son los siguientes:

1. Conclusiones derivadas de la evaluación del análisis de "Sucesos de accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas"

Se ha considerado aceptable el análisis de vulnerabilidad a accidentes en rutas de transporte e instalaciones industriales y militares cercanas y las conclusiones realizadas por el titular sobre estos sucesos, pero se considera que queda pendiente el análisis de los accidentes de transporte por carretera y ferrocarril. En este caso se repiten los valores de la revisión anterior del APS, en donde se determinó que ambos sucesos no tenían una contribución significativa de daño al núcleo. Al respecto, se considera que esta evaluación está pendiente de actualizar; ya que pueden haber cambiado significativamente desde 1990 las sustancias transportadas, las cantidades y las frecuencias de los transportes.

En consecuencia, el titular realizará, en el plazo de 18 meses, los análisis correspondientes a los accidentes en transporte por ferrocarril y carretera, sucesos 1.2.4 y 1.2.5 de la tabla 6-3 del informe IT-5002, revisión 2, de fecha 4.3.2010, al quedar pendientes, a la espera de recibir la documentación necesaria por parte de RENFE y Protección Civil, respectivamente. Estos análisis se llevarán a cabo con los datos debidamente actualizados.

Este aspecto será incluido en una Instrucción Técnica Complementaria.

2. Conclusiones acerca de la situación del suceso 17.1 "Tormentas de granizo"

En los recorridos por el emplazamiento, el titular identificó los componentes de seguridad a la intemperie y, en particular, expuestos a la acción del viento. Entre ellos caben destacar los equipos alojados en la cubierta del edificio diésel-CAT (sistema GJ –agua enfriada esencial/KJ –refrigeración de los generadores diesel), los tanques de almacenamiento de agua de recarga (BN-T01), condensado (AP-T01) y de apoyo al sistema de agua de alimentación auxiliar (ALT01); así como la cubierta del edificio de penetraciones de turbina (de chapa metálica) y algunos elementos que discurren por el exterior del edificio eléctrico y las torres de refrigeración del nuevo sistema EJ de salvaguardias tecnológicas. La capacidad de estos elementos frente a viento ha sido analizada por el titular y plasmada en el informe de APS presentado.

El suceso 17.1 "Tormentas de granizo" se ha cribado por el criterio 4 *"el suceso se incluye en la definición de otros sucesos"* al considerarlo incluido en el suceso 17 "Tormentas severas", cuando en la anterior revisión del APS se cribó por el criterio 1 "*el suceso tiene un potencial daño igual o inferior a los otros sucesos para los cuales fue proyectada la central"*, sin que el titular incluyera una justificación al respecto.

Adicionalmente, en el apartado 7.1.4 del citado informe se menciona que los aerorrefrigeradores de los sistemas KJ y GJ pueden tener vulnerabilidad a otros fenómenos atmosféricos (pedrisco); pero no indica la razón para determinar si se excluye ese riesgo.

En consecuencia, ante este cambio en el criterio de cribado no explicado, el titular, en un plazo de 18 meses aportará, e incluirá en el informe de tarea IT-5002, revisión 2, de fecha 4.3.2010, el análisis del impacto del granizo en los sistemas GJ –agua enfriada esencial y KJ-refrigeración de los generadores diesel de emergencia.

Asimismo, el titular, en un plazo de 6 meses, incluirá el razonamiento para excluir el riesgo de fenómenos atmosféricos (pedrisco) sobre los aerorrefrigeradores de los sistemas GJ y KJ mencionados.

Estos aspectos serán incluidos en una Instrucción Técnica Complementaria.

3. Conclusiones acerca de la revisión del Estudio de Seguridad en relación a información sobre el APS de Sucesos Externos

En la revisión del Estudio de Seguridad se echa en falta la siguiente información:

a) la consideración de la nueva autovía A-7.

b) la situación de la Central Térmica de Ciclo Combinado (CTCC) de la Plana del Vent, junto con las características de las materias peligrosas almacenadas en ella, y el análisis de accidentes correspondiente.

El titular en cartas de referencia CNV-L-CSN-5318, recibida el 20 de mayo de 2010 (nº de registro 41100) y CNV-L-CSN-5322, recibida el 25 de mayo de 2010 (nº de registro 41109), manifiesta que en la próxima revisión preceptiva de seis meses después de la parada de recarga 18 programada para 2012, realizará estos cambios en el citado documento.

La evaluación considera aceptable la información del titular.

4. Conclusiones derivadas de la evaluación del análisis del "Suceso de inundaciones externas"

La evaluación ha valorado el análisis del titular sobre la capacidad de la red de drenajes de la red de pluviales del emplazamiento, de las cubiertas de los edificios de la central y de los barrancos de la zona. Ha verificado que para los dos primeros análisis, el valor de la precitación máxima probable (PMP) ha sido mayor que en la anterior revisión del APS; mientras que la avenida máxima probable (AMP) para el análisis de capacidad de los dos barrancos que discurren por el emplazamiento (Llèria y Malaset) es también superio al la anteriormente considerada.

La valoración de los análisis resulta aceptable, si bien el titular plantea realizar acciones en zonas de los drenajes de la red de pluviales, según está incluido en su informe de tarea IT-5002", revisión 2, de fecha 4.3.2010 presentado. Estas acciones están motivadas por el hecho de que, en general la red de pluviales, y en particular el pozo cegado de tendones, no tienen capacidad para evacuar el agua en caso de PMP. Las acciones que prevé realizar el titular están orientadas a solventar este aspecto.

El titular en carta de referencia CNV-L-CSN-5318, recibida el 20 de mayo de 2010 (nº de registro 41100), manifiesta la realización, en un plazo de seis meses, de las acciones en relación al pozo de tendones mencionado y de 18 meses para la reevaluación de la capacidad de drenaje de la red de pluviales y realización de las actuaciones que se deriven

.La evaluación considera aceptable el compromiso del titular.

5. Conclusiones generales a acerca del informe del titular IT-5002", Rev.2, de fecha 4.3.2010.

De la revisión del informe se han identificado una serie de erratas, cuya corrección en unos casos supone una mejora de la calidad del informe y en otros corrigen datos, ambos sin relevancia en el desarrollo ni en los resultados del análisis.

El titular en carta de referencia CNV-L-CSN-5318, recibida el 20 de mayo de 2010 (nº de registro 41100), manifiesta la realización de estas acciones en un plazo de 18 meses.

La evaluación considera aceptable el compromiso del titular.

6. Con respecto a los análisis del resto de sucesos analizados la evaluación concluye que o bien son aceptables o bien quedan encuadrados dentro de otras evaluaciones de la Normativa de Aplicación Condicionada, como el análisis de la protección de los edificios y equipos contra rayos y el análisis de riesgo frente a tornados.

3.2.7.-Programas de Evaluación y Mejora de la Seguridad

En la evaluación se ha verificado que los programas de mejora que el titular tiene actualmente en curso, identificados en la RPS, se consideran aceptables por ser coherentes con la Guía 1.10 del CSN "Revisiones Periódicas de Seguridad", y se siguen a través de los procesos de supervisión que se llevan a cabo sobre ellos, con un contenido en función de la normativa que los rige.

A continuación se indican los aspectos de mejora y los requisitos que se establecen al respecto:

Programa de mejora de Organización y Factores Humanos (OyFH)

- La evaluación se ha llevado cabo desde dos aspectos distintos, pero que se complementan para tener una perspectiva global del alcance del programa de OyFH de C. N. Vandellós II y de su grado de integración e influencia en la organización y en las actividades de explotación de la central. Uno de ellos tiene relación con los criterios para diseñar y construir un programa de OyFH y el otro con la evolución de la organización del titular y del propio programa de OyFH.

  Como valoración final global del Programa de OyFH de C.N. Vandellós II, desde la perspectiva de estos dos puntos de vista, se considera que el titular ha dado los pasos imprescindibles para establecer un programa que responda a sus necesidades y a las expectativas del CSN en este sentido, y que fueron transmitidas al titular, entre otros, mediante el documento de consideraciones sobre dichos programas de diciembre de 1999. En conclusión, se considera que en el marco de la RPS el programa de OyFH de C.N. Vandellós II es aceptable, aunque mantiene aún un potencial de mejora, que se llevará a cabo dentro del plan PROCURA.

- Adicionalmente se ha realizado una revisión documental, y como resultado de la misma se considera necesario que el titular mejore la descripción del capítulo 3.8.2 en lo relativo a OyFH, para dotarlo de algunos elementos adicionales que le den mayor consistencia, tales como una visión integradora, una síntesis de lo relevante, una valoración crítica de los altibajos del Programa asociados a la organización y gestión del titular y una referencia a la influencias entre el Programa de OyFH y el PAMGS y el PROCURA.

  Este aspecto documental que requiere una ampliación de información de la RPS ha sido comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-138.

Programa de mejora de cultura de Seguridad

- La evaluación se ha llevado cabo desde el punto de vista del cumplimiento con los criterios de un programa de CS, según se recoge en documentos del OIEA o en la propia guía CEN-12 de UNESA.

  Desde este punto de vista, el programa de CS que figura en la RPS se considera aceptable, en la medida en que el titular ha realizado y continúa realizando relevantes actuaciones de mejora en este ámbito, si bien el motor de las mismas ha sido la reacción a los sucesos operativos acaecidos, que se tradujeron en el PAMGS y en el PROCURA, y que son los que han marcado y continúan marcando su devenir. Y en la medida en que, en la actualidad, el programa de cultura de seguridad del titular está ineludiblemente ligado a la línea 6 de Refuerzo Cultural y de Comportamientos de la revisión 2 del PROCURA.

- Adicionalmente, se ha realizado una revisión documental de la información contenida en la RPS, y como resultado de la misma se considera necesario que el titular mejore la descripción del capítulo 3.8.2 en lo relativo a CS para incluir aquellos elementos clave ausentes en el informe (referencia al propio programa de CS, a la relación del mismo con el PAMGS y el PROCURA, y principales resultados y tendencias de las evaluaciones externas e internas realizadas) y para dotarlo de algunos elementos

adicionales que le den mayor consistencia (una visión integradora, una síntesis de lo relevante y una valoración crítica de la situación del Programa en relación a la organización y gestión del Titular en el periodo de análisis).

Este aspecto documental que requiere una ampliación de información de la RPS ha sido comunicado al titular mediante la carta de referencia CSN-C-DSN-10-138.

Adicionalmente, se expone la consideración realizada sobre los programas de formación de personal:

Plan de mejora de formación del personal con y sin licencia

En el capítulo 3.8.5 de la RPS relativo a formación, el titular realiza un resumen de la evolución de la organización y la gestión de la formación a lo largo del periodo analizado.

Cabe señalar el esfuerzo que se está llevando a cabo para implicar más a las líneas en la formación de su personal, especialmente con la creación de Comités de revisión de los programas de formación (siguiendo las buenas prácticas de INPO/WANO).

Se describe asimismo el sistema actual de formación (incluyendo una relación de los procedimientos aplicables) y las acciones de mejora para un futuro, en el que se incluyen las acciones formativas en respuestas a los planes de gestión de mejora de la seguridad en marcha (PAMGS, PRO y PROCURA).

Se considera que la revisión de los programas de formación es adecuada, y que en la actualidad, y a través de la aplicación de las Instrucciones IS-11 e IS-12, el CSN realiza un control y seguimiento adecuados de los programas de formación de CN Vandellós II.

Por otra parte, se ha actualizado la Instrucción Técnica Complementaria nº 8, asociada a la autorización de explotación del 2000 para adaptarla a los procesos de supervisión del CSN y de la central actualmente en vigor.

3.2.8 Otros planes de mejora de la seguridad

En este apartado se discute acerca de la posibilidad de incluir en la RPS de CN Vandellós II otros programas de mejora de la seguridad, adicionales y complementarios a los ya propuestos por el titular en este documento. Cabe indicar que todos ellos surgen como aspectos de la seguridad nuclear que ya han sido objeto de diversas discusiones y reflexiones en el CSN, a lo largo de los últimos años.

A continuación se resumen los planes de mejora adicionales:

a) Mejoras relacionadas con la gestión de accidentes severos y la gestión de las guías de gestión de accidentes severos (GGAS)

Dentro de este apartado se exponen a continuación las evaluaciones de los distintos aspectos que conforman la gestión de los accidentes severos para C. N. Vandellós II, identificándose para cada uno de ellos la necesidad o no de emitir una ITC asociada a la renovación de la autorización de explotación:

Modificaciones de diseño relacionadas con la gestión del accidente severo:

El pasado 27 de enero de 2010 se mantuvo una reunión monográfica en el CSN para tratar de fijar las bases de los eventuales requisitos a los titulares en el campo de los accidentes severos en las centrales nucleares españolas y se desarrolló en el contexto de la renovación de la autorización de explotación , y se plantearon aspectos basados en la revisión de las GGAS realizada en 2001 y en la necesidad de mantener en este aspecto sintonía con los planes de homogeneización de normativa derivados de los niveles de referencia WENRA.

La incorporación de los nuevos requisitos de seguridad sobre centrales nucleares acordados en WENRA ha dado lugar al desarrollo en España de nuevas Instrucciones de Seguridad del CSN (en adelante IS). Entre ellas se encuentra la IS de Procedimientos de Operación de Emergencia (en adelante POE) y Gestión de Accidentes Severos (en adelante GAS), actualmente en fase de borrador, que incorpora requisitos relativos a la gestión del accidente severo, que tiene como fin la inclusión en el diseño de la central de medios adecuados para proteger la contención contra un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño.

En el apartado 5.2 del borrador de la IS se contemplan, entre otros, los siguientes medios para proteger la contención:

- "Disponer de capacidad para el aislamiento de la contención. En caso de que el aislamiento no se pueda garantizar se debe disponer de medidas que permitan mitigar las consecuencias de la pérdida de esta función de seguridad"
- "Disponer de capacidad para gestionar los gases combustibles"
- "Proteger la contención contra sobrepresiones"
- "Evitar o mitigar, en la medida de lo posible, la degradación de la contención por ataque del núcleo fundido"

En el desarrollo de esta evaluación se identifican cuatro posibles modificaciones de diseño aplicables a C. N. Vandellós II, que contribuyen positivamente a proteger la contención en un accidente severo:

- Sistema de medida en línea de la concentración de hidrógeno en contención
- Recombinadores Autocatalíticos Pasivos (PAR)
- Venteo de contención (venteo filtrado o disponibilidad de una vía de venteo no filtrado cualificada)
- Mejora de la capacidad de la inundación de la cavidad de la contención

De acuerdo con los criterios definidos en WENRA la implantación física de estos medios adicionales para proteger la contención se debe valorar teniendo en cuenta análisis deterministas y probabilistas así como el juicio de ingeniería para un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño (como indica el borrador de la IS). Estos análisis deben ser específicos de la central. Obviamente, algunos de los aspectos a analizar podrían requerir la realización de estudios específicos, entre ellos los que afecten a la evolución del accidente a largo plazo (más allá de las 24 horas, que constituye el alcance temporal de lo que en el contexto del APS nivel 2 se conoce como "fallo temprano" de la contención).

Al respecto, se considera que estos análisis, y las eventuales modificaciones de diseño que se deriven de los mismos, se pueden encuadrar en los programas de mejora de la seguridad

relacionados con la gestión de los accidentes severos y que, por tanto, se deben requerir a C. N. Vandellós II como condición a la Autorización de Explotación asociada a la RPS. De esta manera, además, se establece una base para el cumplimiento con el apartado 5.2 de la IS de POE y Gestión de Accidentes Severos.

La condición aludida se elabora en base a las conclusiones surgidas tras la ya mencionada reunión interna del 27 de enero de 2010 así como a todas las consideraciones expuestas anteriormente, y se formaliza como Instrucción Técnica Complementaria, con un contenido equivalente al de los requisitos incluidos en el apartado 5.2 del borrador actual de la IS, aunque valorados de modo específico para C. N. Vandellós II. El contenido concreto de la ITC que se propone es el siguiente:

"En relación con la gestión de accidentes severos (GAS), el titular debe analizar la necesidad de incluir medios adecuados para proteger la contención en estas circunstancias. Para ello, el titular realizará un estudio específico de planta en el que se analicen las posibles medidas adicionales que se pudieran implantar para mejorar la capacidad de gestión en accidentes severos y, en concreto, para tratar de proteger la contención frente a un conjunto seleccionado de accidentes fuera de la base de diseño, cuya selección se hará considerando una combinación de análisis deterministas y probabilistas así como el juicio de ingeniería. En el estudio se analizará, al menos, los siguientes aspectos:

- En relación con las medidas de control del hidrógeno dentro de la contención, se analizará la posible instalación de sistemas específicos como los recombinadores de hidrógeno autocatalíticos pasivos.

- En relación con las medidas de control de la presión en el interior de la contención: se analizará la posible implantación de cambios que permitan la realización efectiva del venteo de contención con el fin de garantizar la viabilidad de la estrategia contemplada en la GGRS-2 (Guía de Gestión de Riesgo Severo de las GGAS de C. N. Vandellós II titulada "Despresurización del recinto de contención"). Se deberá analizar también la importancia de que el venteo de contención sea o no de diseño "filtrado".

- En relación con las medidas para permitir la inundación de la cavidad del reactor: se analizarán medidas adicionales que permitan la realización efectiva (en tiempo y en volumen de agua) de la inundación parcial o total de la cavidad del reactor con el fin de garantizar la viabilidad de la estrategia de inundación de contención. Adicionalmente, como consecuencia de este estudio, CNV2 estudiará la conveniencia de desarrollar la GGAS-8 (guía de las GGAS para la "Inundación de contención").

Este estudio debe ser presentado al CSN antes del 31 de diciembre de 2012 para su apreciación favorable. El estudio debe incluir una propuesta de programa de implantación de las mejoras que hayan resultado apropiadas como conclusión del estudio".

En el establecimiento del plazo de ejecución de la ITC se ha utilizado un criterio de homogeneidad entre las distintas centrales nucleares y, más específicamente, entre las de diseño similar.

Monitorización de la concentración de hidrógeno en accidente severo

Dentro de la gestión de un accidente severo en una contención tipo "large dry", como la de CN Vandellós II es de gran importancia el disponer de capacidad de monitorización de la concentración de H_2, ya que este parámetro es clave a la hora de elegir las estrategias de mitigación aplicables. La revisión actual del código 10CFR 50.44 y la guía reguladora 1.7, revisión 3 de 2007 "Control of combustible gas concentrations in containment following a LOCA rev. 2 de noviembre de 1978", requiere que los sistemas disponibles de monitorización de hidrógeno sean: "...funcionales, fiables y capaces de medir continuamente la concentración de H2 en la atmósfera de contención tras la ocurrencia de un accidente significativamente más allá de la base de diseño...".

Por otro lado la correcta ejecución de las estrategias incluidas en las GGAS exige conocer la concentración de hidrógeno en el recinto de contención de una manera fiable y con un tiempo de respuesta adecuado. De hecho, como se ha indicado en el apartado anterior, ya se contemplaba la incorporación de un sistema de medida de hidrógeno como una de las potenciales medidas a implantar en la central en el contexto de la gestión de accidentes severos.

El titular ha implantado recientemente un sistema de monitorización de hidrógeno en continuo que tiene unas características similares al de otras centrales nucleares españolas, y en su carta de referencia CNV-L-CSN-5311, recibida en el CSN el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 5311) explica las características de este sistema, el estado actual de su implantación y los plazos para que esté operativo. El nuevo sistema se ha implantado con la modificación de diseño de referencia PCD-V/20720 en la recarga de 2009. Cuenta con 8 detectores instalados dentro de contención que proporcionan una medida de la concentración de hidrógeno en continuo.

En la actualidad están en marcha las actividades de cualificación ambiental de dichos detectores. Según la carta, el titular prevé que la propuesta de cambio de ETF asociada a esta modificación de diseño, será enviada al CSN en julio de 2010.

Desde el punto de vista de la RPS se considera que el sistema implantado es adecuado para el uso de las GGAS. Adicionalmente, el plan de implantación del nuevo sistema que CNV2 refleja en la carta mencionada será comprobado por el CSN.

Actualización de las GGAS:

Las Severe Accident Management Guidelines (SAMG) del Grupo de Propietarios de Westinghouse (WOG) fueron revisadas en el año 2001, pasándose de la revisión 0 a la 1. Las GGAS de C N. Vandellós II se desarrollaron tomando como partida la revisión 0 mencionada.

Por consiguiente, se considera necesario que, en relación con la revisión de las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), el titular lleve a cabo una revisión general de sus GGAS de acuerdo con la revisión 1 de las Severe Accident Management Guidelines (SAMG) del Westinghouse Owners' Group (WOG). Esta tarea debe ser realizada en un plazo de 12 meses tras la concesión de la renovación de la autorización de explotación.

.

EL requisito anterior se formalizará como una Instrucción Técnica Complementaria asociada a la renovación de la autorización de explotación.

El contenido y el plazo de esta ITC son compatibles con las previsiones que el titular ha plasmado en su carta de referencia CNV-L-CSN-5286, recibida el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40983).

Ayudas informáticas para el seguimiento de las GGAS en el Centro de Apoyo Técnico (CAT)

Una buena gestión de un accidente desde el CAT requiere disponer de herramientas adecuadas que permitan el seguimiento de las condiciones reales de planta y, en particular, de las GGAS.

Por tanto, se considera necesario que el titular realice un estudio en el que analice las características de las herramientas informáticas presentes en el CAT para verificar que cuentan con un alcance apropiado para la gestión de un accidente severo mediante el uso de las GGAS, incluyendo la posibilidad de evaluación de la situación real de la planta y el facilitar una aplicación óptima de las GGAS. Dicho estudio deberá ser enviado al CSN.

Al respecto, el titular en la carta de referencia CNV-L-CSN-5286 antes mencionada, informa que enviará al CSN "un estudio en el que se analicen las características de las herramientas informáticas actualmente presentes en el CAT (Centro de Apoyo Técnico) para verificar que cuentan con un alcance apropiado para la gestión de accidentes, incluyendo la posibilidad de evaluación de la situación real de la planta y el facilitar una aplicación óptima de las GGAS." También indica que, en caso de que tal estudio identifique la necesidad de crear nuevas herramientas, éstas estarán instaladas y en funcionamiento en el CAT un año tras la edición del estudio.

Se considera que la carta enviada por CNV2 establece un plan aceptable.

b) Mejoras relacionadas con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs)

La migración a las ETFs mejoradas (ETFM) definidas en el NUREG-1431 "Standard Technical Specifications. Westinghouse Plants", en su revisión actualmente en vigor, puede resolver diversos problemas de gestión de las ETFs actuales de C. N. Vandellós.

El CSN emitirá próximamente una nueva Instrucción relativa a ETFs cuyo borrador en su artículo 2.3 requiere que: "Las ETF se deben aplicar y mantener actualizadas, para lo cual deben revisarse periódicamente a la luz de la experiencia operativa y para adaptarse a los estándares reconocidos en la industria…".

Por su parte, el titular, en su carta de referencia CNV-L-CSN-5312, recibida el 18 de mayo de 2010 (nº de registro 41087), ha expresado su intención de iniciar un proyecto de migración a las ETFM. Al respecto, en dicha carta el titular indica que presentará, antes del 31 de octubre de 2010, un programa detallado junto con el calendario de implantación. Asimismo, en el Anexo a la carta desarrolla las características y criterios del citado programa.

La evaluación del CSN considera aceptable la propuesta del titular expuesta en la carta CNV-L-CNV-5312.

c) Mejoras relacionadas con la instrumentación de nivel de agua del sistema primario en condiciones de medio lazo

La Generic Letter 88-17 ("Loss of Decay Heat Removal"), de 17 de octubre de 1988, establece la necesidad de disponer de dos sistemas diversos para la medición del nivel de agua del sistema primario en condiciones de "medio lazo".

Por tanto, se considera necesario que el titular envíe al CSN, en el plazo de 6 meses a partir de la renovación de la autorización de explotación, un informe en el que se describan los sistemas de medida de nivel de agua en el sistema primario en condiciones de medio lazo. En dicho informe se deberá:

- Demostrar el cumplimiento con la Generic Letter 88-17 mencionada.
- Informar de, en su caso, posibles modificaciones de diseño planificadas o problemas de funcionamiento en relación con estos sistemas de medida
- Informar del comportamiento de la fiabilidad y coherencia entre sí de los sistemas de medida durante la parada para recarga más reciente de la central

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5309, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41046) especifica los sistemas de medida de nivel de agua del primario y justifica que toda esta instrumentación es redundante y diversa en consonancia con lo requerido en la carta genérica 88-17 mencionada.

La evaluación considera aceptable la información del titular.

d) Mejoras relacionadas con el uso del código GOTHIC "Generation of termal hydraulic informations for containments"

Durante la evaluación realizada, a lo largo del año 2009, de los análisis que soportan el nuevo sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas EJ de CN Vandellós II, se había identificado que los cambios realizados en el sumidero final de calor podrían tener alguna influencia en el comportamiento de la contención, lo que podría implicar "a priori" la posibilidad de cambios en los valores limitantes de los análisis de accidentes por rotura de tuberías dentro de la contención, ya que los sistemas de extracción de calor del recinto de contención son refrigerados en última instancia por el foco final de calor. Por su parte, el titular presentó, complementariamente a su propuesta, un estudio al respecto en el que se verificaba que dichos valores limitantes no se superaban.

Por consiguiente, la entrada en operación del nuevo sistema aconsejaba el incluir en el Estudio de Seguridad de la central una revisión formal de los análisis de comportamiento de la contención en caso de ocurrencia de accidentes limitantes, los cuales están ya contemplados en el capítulo 6 de dicho documento.

El titular ha expresado en varias ocasiones su acuerdo con estas ideas, las cuales han sido discutidas de nuevo con el titular durante las reuniones celebradas los días 23 de abril y 3 de mayo de 2010, incluidas en sendas notas de reunión de referencias R10/04 y

CSN/ART/SINU/VA2/1005/03[5], dentro del proceso de la RPS, acordándose que el titular establecería una propuesta formal para abordar esta tarea y que presentaría al CSN el correspondiente programa de trabajo.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CNV-5315, recibida el 18 de mayo de 2010 (nº de registro 410929) formalizará su análisis relativo a las condiciones de presión de la contención a los diez días tras un LOCA en el marco del capítulo 6.2 del Estudio de Seguridad de acuerdo con la metodología GOTHIC y lo presentará en el CSN para obtener su autorización en abril de 2011.

La propuesta del titular expuesta en la carta CNV-L-CNV-5315 se considera aceptable.

e) Mejoras de la actualización del Estudio de Seguridad en relación con la información sobre las bases de diseño del emplazamiento

En la evaluación realizada sobre el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad en relación a la información sobre el emplazamiento, se ha considerado necesario la revisión y actualización del contenido de dicho capítulo, en lo que respecta a la información sobre factores del emplazamiento y bases de diseño asociadas.

No solamente se trata de bases de diseño sísmico de la planta, sino que otras bases de diseño relacionadas con parámetros del emplazamiento no se encuentran citadas ni tampoco referenciadas en el Estudio de Seguridad. Por tanto, se debe revisar y unificar los aspectos relativos al emplazamiento y sus bases de diseño en los capítulos 2 y 3, '*Características del Emplazamiento'* y '*Criterios de Proyecto y Descripción Funcional'*, respectivamente.

Transmitida al titular esta conclusión, éste ha respondido con su carta de referencia. CNV-L-CSN-5322, recibida del 21 de mayo de 2010 (nº de registro 41109), en la que asume revisar y actualizar el Estudio de Seguridad en los términos siguientes:

- El titular revisará el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad para incluir explícitamente las bases de diseño aplicadas en la central y relativas al emplazamiento.

- Además, antes de final de 2011, presentará un plan sistemático para mantener actualizada la información de este capítulo, con indicación de alcance y periodicidad, de modo que recoja la situación actual del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño a él asociadas.

---

[5] R10/04, nota de la reunión CSN-ANAV de 22 y 23 de abril de 2010 sobre "resultados de las evaluaciones de las áreas del CSN en relación con RPS y NAC de CN Vandellós II".

CSN/ART/SINU/VA2/1005/03, acta de la reunión CSN-ANAV de 3 de mayo de 2010 sobre 'ITC asociadas a la renovación de la Autorización de Explotación de CN Vandellós II".

- La primera actualización que se realice, se incluirá en la revisión preceptiva del Estudio de Seguridad que efectúe CN Vandellós II tras la parada de recarga 18 programada para 2012.

Estas acciones del titular se consideran aceptables, y engloban las indicadas anteriormente con motivo de la evaluación del APS de Otros Sucesos Externos.

3.2.9 Control de la configuración

El apartado se dedica enteramente al estado y previsiones del proceso de revisión de las bases de diseño de CN Vandellós II. Se exponen los antecedentes, la conexión con la ITC-24 asociada a la autorización de explotación concedida en el año 2000, las intervenciones del CSN a través de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y la supervisión que se realizará de este proceso.

En junio del año 2000 el titular comunicó la finalización del proceso de revisión de las bases de diseño, contenidas entonces en el Manual de Criterios de Diseño (en adelante MCD) y su compatibilidad con el Estudio de Seguridad (en adelante ES) y con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (en adelante ETFs), que identificó una serie de inconsistencias o disconformidades que debían ser resueltas por el titular, algunas de las cuales implicaban la necesidad de modificar las ETFs concretas.

La resolución de estas discrepancias fue comunicada por el titular mediante cartas de referencia CNV-L-CSN-3243, CNV-L-CSN-3320 y CNV-L-CSN-3324, y desde el punto de vista de licenciamiento del CSN, culminó con la presentación por el titular de la correspondiente propuesta PC-185 de cambio de ETFs que fue aprobada en como revisión nº 38 de dicho documento, en noviembre de 2001, y que solventaba las inconsistencias y disconformidades identificadas en el mencionado proceso específicas de este documento.

Posteriormente, el CSN realizó una evaluación del programa llevado a cabo por el titular de los criterios de diseño de determinados sistemas de CN Vandellós II, incluidos en el Manual de Criterios de Diseño de la central. El alcance de la misma fue comprobar la estructura y el alcance del contenido de este documento, tomando como referencia el documento NEI 97-04, revisión 1 de febrero de 2001 y el de UNESA "Criterios a seguir para el plan de mantenimiento del Estudio de Seguridad y de las bases de diseño", de fecha 6 de mayo de 1998.

La evaluación del CSN concluyó que el programa llevado a cabo por el titular no se ajustaba a los criterios definidos en dichos documentos, por lo que requirió, mediante carta a C. N. Vandellós II de referencia CSN-C-DSN-03-276, que llevara a cabo una revisión del MCD tomando como referencia el documento de NEI mencionado.

El titular inició el proceso de revisión de su MCD en el sentido indicado, realizando una presentación al CSN el 2 de abril de 2004, en el que expusieron su proceso de conversión del MCD en Documentos Base de Diseño (en adelante DBDs) de sistemas relacionados con la seguridad y significativos para el riesgo[6]. Este proceso se interrumpió

[6] El resto de sistemas de la central se mantienen en el Manual de Criterios de Diseño

temporalmente a raíz de las actuaciones que ha tenido que llevar a cabo el titular con motivo del suceso del sistema de agua de servicios esenciales en agosto de 2004 y del Plan de Acción que surgió tras la investigación de las causas y factores contribuyentes de este suceso, que implicó una gran cantidad de modificaciones de diseño. Cuando las grandes modificaciones derivadas de aquel suceso se han completado, en verano de 2009, el titular ha retomado el proceso.

Tras la emisión de los DBD's, el titular procedió a su comparación con las prácticas operativas, que ya ha terminado, pero tiene en curso la validación de las conclusiones y la ejecución de las acciones que de ello se derivan.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5273 recibida en el CSN el 16 de abril de 2010 (nº de registro 40837) manifiesta que los nuevos documentos mejoran el contenido y las referencias respecto al MCD pero no presentan desviaciones significativas en cuanto a las funciones base de diseño descritas en los documentos ya existentes.

Asimismo en dicha carta el titular comunica que dado que, en la actualidad también se está acometiendo el proceso de revisión de DBD's para C.N. Ascó y con el propósito de aplicar la experiencia derivada del mismo a C.N. Vandellós, se ha programado junio de 2012 como fecha de finalización para el proceso de conversión y validación independiente de los DBD's relacionados con la seguridad e importantes para el riesgo de esta central. Adjunto a esta carta, ANAV incluye como anexo, documentación relativa al proceso que será utilizada en la preparación y programación de una inspección específica.

Adicionalmente, el titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5294 recibida en el CSN el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40984) informa que los DBDs afectados por el proyecto EJ (identificados en el Anexo 1 de esta carta) se encuentran pendientes de ser revisados, y que la nueva edición de los mismos se realizará no más tarde de junio de 2010.

En base a la situación de C. N. Vandellós II, se propone como Instrucción Técnica Complementaria, el siguiente contenido:

Antes del 30 de junio de 2012, el titular deberá finalizar la verificación independiente de los resultados de la comparación de cada Documento Base de Diseño correspondiente a cada sistema de seguridad y significativo para el riesgo con las prácticas operativas de la central. Asimismo, quedarán identificadas e implantadas, bien en modificºaciones de procedimientos o de los propios Documento Base de Diseño de estos sistemas, las acciones que se deriven tras la verificación y validación independiente.

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 16/04/09, establecer a CN Vandellós II como normativa de aplicación condicionada asociada a la nueva Autorización de Explotación de la central mediante la Instrucción Técnica Complementaria (ITC) de referencia CNVA2/VA2/SG/09/01. En los casos en que el titular ha encontrado desviaciones ha propuesto la realización de modificaciones de diseño, revisar documentos de explotación como las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento

o Estudio de Seguridad y modificar o clarificar determinados procedimientos de la central. 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 realizadas por el mismo. Se resalta en negrita la normativa de aplicación condicionada establecida por el CSN.

RG 1.13, Revisión 2, 2007 "SPENT FUEL FACILITY DESIGN BASIS"

El titular realizará un análisis de aplicabilidad al diseño de la central de esta guía reguladora, en su revisión 2, contemplando la incorporación de la norma ANSI/ANS 57.2-1983, endosada por esta guía reguladora con el conjunto de adiciones, aclaraciones y excepciones identificados.

Las evaluaciones realizadas se han centrado en identificar las diferencias más significativas entre la revisión 1 de dicha guía, que es la que actualmente constituye base de licencia de la central, y la revisión 2, aludida en la ITC de la NAC, y en analizar su grado de aplicabilidad a la central. Estos análisis se han realizado desde el punto de vista de diseño termohidráulico del sistema de refrigeración de piscina de almacenamiento de combustible gastado y desde el punto de vista de los análisis de criticidad de los bastidores de almacenamiento de combustible.

A continuación se resume lo más significativo de las evaluaciones realizadas:

- Desde el punto de vista termohidráulico, en el análisis realizado por titular se indica que la diferencia fundamental entre las dos revisiones de la guía es la temperatura máxima que se debe garantizar en la piscina de combustible en cualquier condición de carga de la misma: 60ºC (140 °F) en la revisión 2 en lugar de los 65ºC (160ºF) de la revisión 1. En esta evaluación se ha verificado que actualmente el diseño del citado sistema limita la temperatura máxima a 60 °C, con lo que el titular asume la revisión 2 de la R.G 1.13 como parte de su base de licencia en este ámbito, que la evaluación del CSN ha considerado adecuado.

  Por otra parte, ANAV ha manifestado que va a elaborar una propuesta de cambio de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en la que se recoja la temperatura máxima permitida en piscina así como la operabilidad de los sistemas implicados en la refrigeración de la misma. Esta propuesta se presentará en el CSN en un plazo de seis meses a partir de la fecha de renovación de la autorización de explotación.

- Desde el punto de vista de los análisis de criticidad de la piscina de almacenamiento de combustible, se ha analizado el cumplimiento con los requisitos del apartado 6.4 "Spent fuel storage Racks" de la norma ANSI 75.2 endosada por la RG 1.13, revisión2, aplicables tanto en condiciones de operación normal de la piscina como en condiciones de accidente de manejo de combustible, incluyendo sucesos anormales creíbles.

  La respuesta del titular a la ITC de la NAC está documentada en el documento de ENUSA ITEC-833, revisión 1, de diciembre de 2000 "Análisis de criticidad de la piscina de combustible gastado"; y como conclusión se considera que la respuesta dada es aceptable, si bien la revisión 2 de la guía reguladora 1.13 deberá ser tenida en consideración cuando se requieran nuevos análisis en el ámbito de dicha guía.

Por consiguiente, en lo que se refiere a futuros análisis de accidentes y criticidad de la piscina de combustible gastado, el titular, deberá tener en cuenta el contenido de la guía reguladora 1.13 revisión 2, en aquellos aspectos de la misma destinados a salvaguardar la integridad del combustible y la subcriticidad del mismo. A efectos de cumplimiento de dichos aspectos, se considerará incluido en el alcance de la guía el ANSI/ANS-57.2-1983 con las excepciones establecidas en la revisión 2 de dicha guía. En concreto y en cuanto a los estudios de criticidad en piscinas, se deberá contemplar el cumplimiento con los subapartados de los apartados 6.4.2.1 y 6.4.2.2.

Estas conclusiones han sido asumidas por el titular en la carta de referencia CNV-L-CSN-5283, recibida en el CSN el 6 de mayo de 2010 (nº de registro 40982), en que manifiesta que dará cumplimiento a las conclusiones expuestas en los párrafos anteriores, lo que ha sido considerado aceptable por de la evaluación del CSN.

R.G. 1.32, Revisión 3, 2004 "CRITERIA FOR POWER SYSTEMS FOR NUCLEAR POWER PLANTS"

El titular debe realizar un análisis del diseño actual (basado en la revisión 0 de la R.G. y la IEEE Std 308-1971) frente a la revisión 3 de esta guía reguladora, con el objeto de identificar las áreas en que puedan existir discrepancias o debilidades con lo establecido en la revisión aludida.

La revisión 3 de esta RG establece que la conformidad con la IEEE Std 308-2001 "IEEE Standard Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations", constituye un método aceptable para la NRC en cuanto al diseño, operación y pruebas de los sistemas de potencia relacionados con la seguridad de centrales nucleares, endosando la citada norma con una única excepción de aplicación a sistemas de corriente continua compartidos entre varias unidades, que, por lo tanto, no afecta a CN Vandellós II.

La versión 2001 de la IEEE Std 308 hace referencia, en lo que concierne a diversos criterios aplicables al sistema de potencia clase de seguridad de la central, al cumplimiento con la norma IEEE Std 603, la cual no es normativa base de licencia de la central, y por ello el titular no ha profundizado en cuanto a análisis de cumplimiento.

En las bases de licencia de CN Vandellós II se contempla la revisión 2 de esta guía reguladora, la cual endosa la versión de 1974 de la IEEE Std 308. En la evaluación se han identificado las principales modificaciones incorporadas en la versión del 2001 de la IEEE Std 308, que figuran en el estudio comparativo de la central entre el cumplimiento de las dos revisiones de la guía, y que están relacionadas con ciertos criterios de diseño principales, con ciertos criterios de diseño suplementarios, con los requisitos de prueba y monitorización, y en la adición de un apartado dedicado a la documentación. En algunos de los casos las modificaciones introducidas conllevan modificación de cierto alcance de los criterios, mientras que en otros casos se trata simplemente de un cambio en la redacción, sin afectar significativamente al criterio.

Como conclusión, la evaluación del CSN considera que el planteamiento del documento de análisis de cumplimiento con la RG 1.32 revisión 3, y por lo tanto con la IEEE Std 308-2001, es correcto, y en las comprobaciones realizadas no se ha observado que falte por analizar ninguno de los requisitos de la IEEE 308-2001, por lo que se concluye que es completo.

Asimismo, se considera razonable el análisis realizado y su resultado aceptable, identificándose mínimas excepciones al cumplimiento íntegro con la norma, teniendo en cuenta que en su carta de referencia CNV-L-CSN-5290 recibida el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054) el titular ha manifestado que:

- Completará el desarrollo e implementación de la solicitud de cambio de diseño SCD-V/30926, actualmente en curso, para la incorporación de mejoras en el diseño que puedan optimizar la selectividad y coordinación en la parte magnética de las protecciones en el sistema de corriente continua.
- Incluirá en el procedimiento de operación POS-PE0 una nota precautoria de limitar el tiempo de funcionamiento en paralelo de los GDEs y la red exterior al necesario para la realización de pruebas.
- Incorporar la norma RG 1.32 Rev.3 a las bases de licencia de la central, y consecuentemente la IEEE-308-2001, teniendo en cuenta las discrepancias identificadas.

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que el cambio de diseño se implantará durante las paradas de recarga 18 (en un tren) y 19 (en el otro tren) programadas para 2012 y 2013 respectivamente, mientras que la modificación del citado procedimiento no sobre pasará el plazo de 31 de octubre de 2010. La incorporación de la revisión 3 de esta guía reguladora a las bases de licencia se realizará antes del 31 de diciembre de 2010.

La evaluación considera aceptable la posición del titular

RG-1.53 Revisión 2, 2003 "APPLICATION OF THE SINGLE-FAILURE CRITERION TO SAFETY SYSTEMS"

El titular debe emprender un análisis más profundo que el remitido en su análisis inicial, con el fin de verificar que el diseño de los sistemas de protección actualmente instalados en la central están conformes a lo establecido en las revisiones 1 y 2 de la RG-1.53 sobre el cumplimiento del criterio de fallo único, en lo referente a las porciones mecánicas de interfase, como por ejemplo los "tubings" de instrumentación.

La evaluación del análisis presentado por el titular, ha identificado instrumentación, afectada por la ITC, sobre la que se pone en discusión la aplicación del criterio de fallo único. Es el caso del "caso singular 5" de los trasmisores de caudal del primario contemplado en el análisis del titular ("caso singular 5").

En el mencionado "caso singular 5" de los transmisores de caudal de los tres lazos del primario, se ha verificado que, según el diseño, éstos comparten el tubing de instrumentación de referencia o la rama de referencia en cada lazo, es decir, el valor de referencia utilizado para la comparación con el valor de medida específico de cada uno de los transmisores, es el mismo para los tres.

Según la norma IEEE 379-2000 la independencia y redundancia es un criterio básico de diseño para la aplicación efectiva del criterio de fallo simple y el propio titular en su análisis determina que "un diseño en el que existan instrumentos que compartan partes de las líneas de instrumentación estará de acuerdo con el criterio de fallo simple siempre que estos

instrumentos, o bien pertenezcan a funciones protectoras diferentes, o bien formen parte del mismo grupo de redundancia dentro de la misma función de protección". En este caso, la misma función de protección se ve afectada en los tres grupos de redundancia de cada lazo, por lo que no se satisface el criterio de independencia y redundancia.

En consecuencia, habiéndose encontrado que en el "caso singular 5" se incumple la independencia y redundancia requeridas para satisfacer el criterio de fallo único establecido en el estándar IEEE 379-2000, endosado por la guía 1.53, se considera que el titular debe plantear acciones correctoras frente a la situación.

El titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5313, recibida el 18 de mayo (nº de registro 41091), expone que realizará una inspección visual a metal descubierto de las soldaduras correspondientes a los "tubing" de instrumentación de caudal del primario. Dadas las condiciones que comporta la inspección se llevará a cabo una inspección inicial en la próxima parada de recarga del 100% de las áreas de interés, para posteriormente determinar una frecuencia de inspección por la que se inspeccionaría uno de los lazos del primario en cada parada de recarga. La evaluación del CSN considera aceptable esta propuesta del titular.

RG 1.140 Revisión 2, 2001 "DESIGN, INSPECTION AND TESTING CRITERIA FOR AIR FILTRATION AND ADSORPTION UNITS OF NORMAL ATMOSPHERE CLEANUP SYSTEMS IN LIGHT-WATER-COOLED NUCLEAR POWER PLANTS".

El titular verificará el diseño y pruebas de la unidad de filtrado del sistema de vacío del condensador, CG-AC01, de acuerdo con las posiciones de la guía, en su revisión 1.

C N Vandellós II tiene como base de licencia esta guía reguladora en su revisión 1. El capítulo 1.8.3 del "Estudio de Seguridad" justifica el cumplimiento de cada una de las posiciones de la misma, para la unidad de filtrado de baja capacidad de purga de la contención, GT-AC01. No obstante durante el proceso de elaboración de la ITC de la NAC, se cuestionó que ésa fuese la única unidad de filtrado a la que le resultase aplicable la guía, pues la evaluación del CSN cuestionó si, además de ser aplicable a los sistemas de ventilación de edificios, lo sería también al sistema de descarga de incondensables del condensador principal.

La respuesta del titular se consideró adecuada, por lo que la evaluación del CSN consideró aceptable que fuera la revisión 1 de la guía reguladora 1.140 la incluida en la base de licencia de la central y que, en consecuencia, la revisión 2 de esta guía fuera requerida para las futuras modificaciones de diseño de los sistemas afectados.

En su respuesta a la ITC, el titular centra su argumentación en justificar el cumplimiento del diseño de la unidad de filtrado del sistema de vacio del condensador con los distintos puntos de la guía reguladora 1.140 en su revisión 1.

La evaluación del CSN indica que tanto el diseño como las pruebas periódicas cumplen los requisitos establecidos en la revisión 1 de la citada guía, salvo en la instrumentación requerida por ésta. En concreto, la unidad de filtración GG-ACO1 no dispone de la

instrumentación de caudal requerida por la guía reguladora 1.140 y las pruebas periódicas se realizan con instrumentación montada *ad hoc*.

El titular argumenta el cumplimiento de la guía en lo relativo a dicha instrumentación recordando la justificación adjuntada a la propuesta de cambio n° 12 a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, de 1991. La evaluación del CSN no considera válidas estas razones porque están orientadas a la vigilancia de efluentes y a la operación normal de la central, pero la unidad de filtración sólo operaría en el caso de que se detecte un nivel anormal de actividad en el sistema de evacuación de aire del condensador y, en esas circunstancias, se necesita una indicación fiable de caudal.

En consecuencia, se considera que el titular deberá incorporar la instrumentación de caudal asociada a la unidad de filtración requerida por la RG 1.140, revisión 1.

Esta conclusión será incluida como Instrucción Técnica Complementaria, en la que se fijará como plazo de cumplimiento el de la parada de recarga 18 programada para 2012.

GL 79-046 "CONTAINMENT PURGING AND VENTING DURING NORMAL OPERATION-GUIDELINES FOR VALVE OPERABILITY", y

GL 79-054 "CONTAINMENT PURGING AND VENTING DURING NORMAL OPERATION"

El titular realizará las acciones siguientes:

1.- Adecuar el estudio realizado para las válvulas de purga de baja capacidad de Ascó al caso específico de Vandellós. Dicho análisis deberá contemplar la operabilidad de las válvulas que puedan abrirse en operación normal, tanto las de 8" como las de 4", o bien justificar su exclusión.

2.- Aportar información sobre el cumplimiento con el IE Bulletin 79-01A, con el fin de descartar el potencial fallo de las válvulas de aislamiento de 8" como consecuencia de los problemas identificados en la GL-79-054 y en el citado boletín, y que afectan a las solenoides de las válvulas piloto del actuador.

3.- Justificar la aparente inconsistencia entre la especificación técnica 3/4.6.1.8.b de la central y el NUREG-0452, ya que la limitación temporal de apertura de las válvulas del sistema de purga en los modos 1 y 4 está requerida en las cartas genéricas analizadas y no contemplada en las Especificaciones de Funcionamiento actualmente de CN Vandellós II. También se justificará si las válvulas motorizadas de 4", que se encuentran cerradas en operación normal y sin dispositivo de enclavamiento, están comprendidas en el alcance de las Especificaciones de Funcionamiento actualmente.

Estas GLs requieren demostrar la operabilidad de las válvulas de purga y venteo de la contención en caso de LOCA, debido a que algunos fabricantes reportan que éstas podrían no cerrar contra la presión diferencial y las cargas dinámicas de las condiciones de accidente. Las GLs proporcionan una guía de evaluación de operabilidad basada en (1) demostrar la capacidad del actuador para resistir las fuerzas dinámicas y realizar el cierre completo en el tiempo especificado desde 100% abierta y (2) demostrar la resistencia de los

elementos estructurales (conjunto válvula-actuador, sellos…) frente a las fuerzas dinámicas y a la exposición prolongada al ambiente de contención, para garantizar la permanencia del aislamiento.

Por otro lado, el Standard Review Plan de la NRC, NUREG-0800, revisión 3 de marzo de 2007, en su apartado 6.2.4 "Containment Isolation System", contiene criterios sobre tiempos de cierre de las válvulas aislamiento, purga y venteo de la contención, y alude a los criterios de operabilidad de la norma BTP 6-4 "Containment Purging During Normal Plant Operations", revisión 3, en el sentido de que si el diseño de las válvulas de estos sistemas no los cumplen, deben permanecer enclavadas cerradas.

Adicionalmente, el NUREG-0737 "Clarification of TMI Action Plan Requierements" de noviembre de 1980, en la posición 6 de su apartado. II.E.4.2 "Containment Isolation Dependability", establece restricciones de uso de las válvulas de aislamiento de los sistemas de purga y venteo de la contención; y también la GL 82-16 NUREG-0737 "Technical Specifications de septiembre de 1982", que clarifica aspectos del control, pruebas y vigilancia de las válvulas de purga y venteo de la contención.

También se ha considerado el NUREG-0452 sobre ETFs estándar de centrales Westinghouse, "en borrador" revisión 5, en relación con vigilancia de verificación de la posición de las válvulas de venteo y de purga de la contención y el tiempo que pueden estar abiertas las válvula exteriores de la purga en operación normal, y NUREG-1431 "ETFs Mejoradas de Westinghouse", aplicable a las centrales PWR americanas, que no permite, ni siquiera bajo control administrativo, la apertura de las válvulas de venteo, que estarán enclavadas cerradas en los modos 1 a 4.

La evaluación se ha centrado en la valoración del diseño y funcionalidad de los medios de CN Vandellós II tomando como referencia el cumplimiento con las posiciones reguladoras de la BTP CSB-6-4 mencionada. Las cuestiones planteadas en la evaluación se discutieron en las reuniones con el titular sobre RPS y NAC los días 22 y 23 de abril de 2010 (Nota de reunión de referencia R10/04) y 3 de mayo de 2010 (Acta de reunión refª. CSN/ART/SINU/VA2/1005/03). Como resultado de todo ello se requirió un nuevo análisis de cumplimiento de las dos cartas genéricas.

Al respecto, el titular ha remitido las cartas de referencia CNV-L-CSN-5310, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41044) y CNV-L-CSN-5315, recibida el 18 de mayo (nº de registro 41092). Adjunto a la segunda carta mencionada se incluye el análisis final de respuesta a las cuestiones planteadas, correspondientes al cumplimiento con las cartas genéricas 79-046 y 054. Asimismo, indica en la carta que las acciones derivadas del análisis realizado se han incorporado al Programa de Acciones Correctivas (PAC), que son las siguientes:

- Emitir, en un plazo de seis meses, una propuesta de cambio de ETF asociada al enclavamiento cerradas de las válvulas motorizadas de 4", VM-GTO7A y VM-GTO8A.
- Emitir, en un plazo de seis meses, la propuesta de cambio de la ETF 3/4.6.1.8, consistentemente con los estándares de ETFs aplicables, de modo que se limite a 1000 horas al año la apertura de las válvulas de 8", incluyendo los correspondientes

requisitos de vigilancia para confirmar que las causas de apertura están justificadas por razones de seguridad e incorporando la vigilancia del tiempo acumulado de apertura.

- Realizar, en la parada de recarga de 2012, la modificación de diseño de incorporar rejillas sísmicas en las boquillas de las líneas de 8" del sistema de purga.
- Formalizar, en seis meses, el cálculo de impacto radiológico asociado a la consideración de que las válvulas del sistema de purga pudieran encontrarse abiertas en el momento de producirse un accidente base de diseño.
- Modificar la documentación de planta consistentemente con estas acciones.

Como conclusión, se considera que la información aportada por el titular y las acciones comprometidas proporciona un nivel razonable de cumplimiento de lo establecido en las GL 79-46 y GL 79-54, no siendo necesario requerir acciones adicionales, pues aunque hay pendiente una modificación de diseño, incorporar rejillas sísmicas en las boquillas de las líneas de 8" del sistema de purga, se considera sencilla y de poco alcance. En todo caso, la Inspección del CSN comprobará el cumplimiento de estas acciones.

GL 80-14 "LWR PRIMARY COOLANT SYSTEM PRESSURE ISOLATION VALVES"

El titular realizará las siguientes acciones:

- Analizar específicamente su situación respecto a la carta genérica de la interconexión del CVC -sistema de control químico y de volumen- con otros sistemas de baja presión cuyo fallo pueda suponer pérdida de inventario del primario (por ejemplo, CVC-RHR –sistema de evacuación de calor residual), postulando la rotura de la conexión del RHR al colector de aspiración de las bombas del CVC, y que

- Justificar la exclusión, en el análisis que se envió inicialmente al CSN:

- **De las conexiones entre el primario y el sistema de toma y análisis de muestras radiactivas (sistema KK).**

- **De las conexiones de ½ pulgadas entre las juntas de la tapa de la vasija y el tanque de drenajes del primario.**

La respuesta del titular incluye un análisis de las conexiones identificadas anteriormente. En todos los casos se justifica que, o bien se trata de conexiones entre procesos cuyas condiciones de presión son lo suficientemente bajas como para no requerir el aislamiento por barrera de presión, como es el caso de la conexión entre el CVC y el RHR, o bien la rotura no conduce a una pérdida de refrigerante fuera de la contención, quedando fuera del alcance del accidente postulado en la GL.

El titular confirma que las únicas configuraciones identificadas en el diseño de C N Vandellós II dentro del alcance de la GL 80-14 son las conexiones cuyas válvulas de aislamiento se recogen en la tabla 3.4.1 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento bajo el epígrafe "Válvulas de aislamiento de la presión del RCS", sobre las cuales se indica que son clase de seguridad 1 y categoría sísmica 1, cuya operabilidad se requiere en la

especificación técnica de fugas del RCS 3/4.4.6.2, aplicable en los modos 1 a 4, y están afectadas por el requisito de vigilancia 4.4.6.2.2, de vigilancia de fugas, según el procedimiento establecido en la central..

En la evaluación se considera que con la información aportada por el titular queda satisfecho el análisis requerido de cumplimiento de la GL 80-14.

R.G. 1.153, Revisión 1, 1996 "CRITERIA FOR SAFETY SYSTEMS"

El titular deberá realizar un análisis de la Norma IEEE603-1991, con un alcance acotado, para el aislamiento de la ventilación de los diversos edilicios que contengan equipos de seguridad, y conexión de la ventilación de emergencia, donde aplique.

La revisión 1 de la RG 1.153 endosa la IEEE 603-1991 "IEEE Standard criteria for safety Systems for nuclear power generating stations". Esta IEEE se considera la sucesora de la norma IEEE 279-1971 "Criteria for Protection Systems for Nuclear Power Generating Stations", norma con la que está actualmente licenciada CN Vandellós II, a la cual sustituye ampliando su alcance desde los sistemas de protección a todos los sistemas de seguridad, de los cuales los primeros constituyen un subconjunto.

Adicionalmente, las revisiones 0 y 1 de la IEEE 603-1991 incorporan como novedad, frente a la IEEE Std 279, los criterios de diseño aplicables a la utilización de sistemas digitales en sistemas de seguridad, mediante la referencia a otras normas tales como la IEEE 7-4.3.2-1993 "IEEE Standard Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Generation Stations".

En la evaluación realizada se ha verificado que el alcance del informe se acota a la generación de señales de aislamiento de la ventilación normal y de actuación de la ventilación de emergencia en los sistemas de aquellos edificios que contengan equipos relacionados con la seguridad, identificando como capítulos aplicables al análisis de cumplimiento con la norma IEEE Std 603 las secciones: 5. "Safety system criteria", 6. "Sense and command features – Functional and design requirements", y 7. "Executive features – Functional and design requirements".

Asimismo, se han identificado como sistemas principales de ventilación de emergencia, los siguientes: sistema de ventilación del edificio de combustible (sistema GG), sistema de ventilación del edificio de control (sistema GK), sistema de purga del edificio de contención (sistema GT) y sistema de ventilación del edificio auxiliar (sistema GL).

En el informe del titular se hace, asimismo, referencia a otros sistemas auxiliares de ventilación en edificios que entran en operación según el funcionamiento de los equipos y componentes relacionados con la seguridad que contienen, tal es el caso de la ventilación en salvaguardias tecnológicas, en salas de generadores diesel de emergencia y en salas de baterías. En estos casos la acción a realizar es la conexión de la ventilación de emergencia, la cual se inicia por señal de arranque del equipo en algunos casos o por alta temperatura en otros, disponiendo el diseño en todos estos sistemas auxiliares de dos canales de actuación.

En la evaluación se ha revisado el análisis del diseño de cada uno de los sistemas de ventilación identificados frente a los criterios contemplados en los apartados 5, 6 y 7 de la norma IEEE 603 antes mencionados y se ha concluido que dicho análisis refleja que los

sistemas de ventilación de CN Vandellós II cumplen con lo requerido por la guía reguladora 1.153 revisión 1, y consecuentemente con la norma IEEE Std 603-1991, salvo en las pequeñas excepciones identificadas en el propio informe, considerando asimismo que estas excepciones no son relevantes desde el punto de vista de la seguridad, y que el titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5290 recibida el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054) ha manifestado que va a solucionar del siguiente modo:

- Corrigiendo el apartado 9.4.5.2.3.B del Estudio de Seguridad, en donde erróneamente se refleja la actuación de aislamiento de la ventilación normal del edificio auxiliar por señal de pérdida de suministro eléctrico exterior.
- Identificando la RG 1.153 Rev. 1 como normativa a analizar por CN Vandellós II en cuanto a aplicabilidad y definición justificada del alcance de aplicación, cuando se aborde una modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de la misma.

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que la corrección aludida revisión se subsanará en la próxima revisión preceptiva del Estudio de Seguridad de seis mes tras la parada de recarga 17 programada para 2011.

Un caso particular se presenta en relación con el cumplimiento con el criterio de fallo simple. A este respecto, ANAV hace referencia en su informe a la condición anómala CA-V-09-020, relativa al sistema de ventilación del edificio de combustible. En esta condición anómala se planteaba que, con el sistema GG alineado en modo de emergencia por accidente de manejo de combustible, ante la presencia de una señal de inyección de seguridad podría tener lugar el fallo de una de sus compuertas GG-CM15A/B (HVGG15A/B), que quedaría en posición indebidamente abierta.

En su análisis de la condición anómala, ANAV determina la operabilidad del sistema ante la discrepancia de diseño descrita en base a una actuación manual de cierre de la compuerta fallada, que corregiría el fallo simple de la acción automática, fundamentada en la existencia de señalización, procedimiento de planta contemplando tal acción, estado final tras la actuación manual y tiempos de ejecución de la actuación manual dentro de lo requerido en los análisis del ES.

En el marco de la visita de inspección de fecha 24 de marzo de 2010, el titular manifestó la posibilidad de realizar alguna modificación de diseño en relación con este aspecto. En este sentido ya se ha lanzado el estudio de cambio de diseño PSL-C-SIS-0037 y se está realizando un análisis de viabilidad para ver si es factible la incorporación de filtros en la descarga de la unidad de ventilación del GG que no es de emergencia, o bien el análisis de alternativas de cara a mejorar el diseño existente del sistema de ventilación del edificio de combustible con el objeto de dar adecuada respuesta al cumplimiento con el criterio de fallo único frente a una situación como la planteada en la condición anómala de referencia CA-V-09-020, relativa al potencial fallo de compuertas del sistema de ventilación del edificio de combustible alineado en modo de emergencia ante la presencia de una señal inyección de seguridad.

La evaluación del CSN considera que este tema, por su importancia, debería generar una Instrucción Técnica Complementaria asociada a la renovación de la autorización de explotación para que en relación con el cumplimiento con el criterio de fallo simple del sistema de ventilación del edificio de combustible cuando está alineado en modo de

emergencia por accidente de manejo de combustible y recibe una señal de inyección de seguridad, en el plazo de 6 meses, el titular enviará un análisis de viabilidad sobre la incorporación de filtros en la descarga de la unidad de ventilación del edificio de combustible u otras alternativas que garanticen la operación segura del sistema en el escenario descrito.

R.G. 1.118, Revisión 3, 1995 "PERIODIC TESTING OF ELECTRIC POWER AND PROTECTION SYSTEMS"

En la ITC de la NAC se plantea que la revisión 3 de esta guía sea considerada como referencia en futuras modificaciones de diseño, debido a que no está incorporada en la base de licencia.

Independientemente de lo anterior, en el anexo a la Nota de Reunión del CSN con ANAV sobre el alcance de la NAC, adjuntada a la carta CSN-C-DSN-09-52, queda especificado que el titular abrirá un pendiente, con un plazo cerrado, respecto al envío de información adicional sobre los programas y procedimientos de pruebas existentes en la central.

La evaluación se ha centrado en la respuesta a lo indicado en la citada carta CSN-C-DSN-09-52 mencionada. En ella, el titular ha identificado los aspectos novedosos de la revisión 3 de la guía recogidos en determinadas posiciones reguladoras respecto de la revisión de dicha guía, y en ella se señala que en el análisis realizado, el titular confirma que las diferencias en las definiciones de los sistemas de seguridad no afectan al alcance de los sistemas sometidos a verificación periódica de operabilidad. Igualmente, indica que los procedimientos de control de los cambios temporales que se realizan en las pruebas guardan conformidad con la posición reguladora incluida en la revisión 3 de esta guía reguladora.

Asimismo, el titular confirma haber revisado el capítulo 1.8 del Estudio de Seguridad para incorporar esta normativa a la base de licencia, manifestando que todas las modificaciones de la central realizadas en el marco del proyecto del nuevo sistema EJ (agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas) se han realizado bajo las directrices de la revisión 3 de la RG-1.118 y del estándar IEEE-338-1987, incluyendo los procedimientos de pruebas periódicas de los sistemas eléctricos y de protección.

Se considera que el análisis del titular permite considerar razonablemente satisfecho lo requerido en cuanto a la revisión 3 de la RG.1.118 en el marco de la ITC de la NAC.

RG-1.105 Rev. 3, 1999 "INSTRUMENT SETPOINTS FOR SAFETY-RELATED SYSTEMS"

El titular ampliará la verificación de la conformidad con la revisión 3 de esta guía, considerando la instrumentación requerida para cumplir las condiciones límite de operación y los requisitos de vigilancia, así como la necesaria para verificar las variables identificadas en la RG-1.97 sobre instrumentación de vigilancia post-accidente, en su edición incluida en su base de licencia.

Respecto a esta norma se había identificado la necesidad de demostrar, para cada variable requerida para verificar las condiciones límite de operación (CLO) de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que se dispone del correspondiente análisis de las incertidumbres implicadas en la determinación de los puntos de tarado y que dicha incertidumbre se ha tenido en cuenta en los procedimientos de vigilancia asociados.

Esta problemática es común a todas las centrales, por lo que la evaluación del CSN ha considerado más conveniente resolver esta cuestión de forma genérica, considerando que su aplicabilidad a todas las centrales aconseja uniformizar el tratamiento dentro del marco que proporcionan las nuevas Instrucciones del Consejo, concretamente la de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que se están generando actualmente.

R.G. 1.76, Rev. 1, 2007 "DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS".

El titular realizará un análisis de aplicabilidad al diseño actual de la central de la guía reguladora 1.76 en su revisión 1.

A falta de otros datos o estudios que pueda presentar el titular, el tornado potencial a considerar será, al menos, el indicado como "región III" en la RG 1.76 (revisión 1), asociado a una velocidad máxima equivalente al F2[7].

En respuesta a la ITC el titular ha presentado los estudios siguientes:

(1) Un estudio para la evaluación del cumplimiento de los requisitos de la Guía Reguladora 1.76, en revisión 1, que analiza, con un enfoque determinista, la afectación que sufrirían las estructuras, sistemas y componentes de la central bajo los efectos del tornado fijado en la ITC.

(2) Un estudio probabilista con la estimación del tornado "realista" que podría producirse en el emplazamiento de la central, seguido de una evaluación especifica de la vulnerabilidad de los componentes exteriores, frente a los proyectiles generados por el tornado.

Como antecedente indicar que el fenómeno de tornados en España es actualmente objeto de estudio dentro de un programa de I+D de la Agencia Estatal de Meteorología (AEMET), a propuesta del CSN. El CSN está interesado en desarrollar un estudio específico con la finalidad de estimar razonablemente los potenciales tornados que podrían ocurrir en el entorno de los emplazamientos nucleares españoles. Con este motivo, el CSN está financiando un acuerdo de colaboración con la AEMET para obtener una climatología del fenómeno de tornados en España con la doble finalidad de:

[7] El tornado clase F2 está categorizado como aquél que puede causar daños considerables, como puedan ser, levantamiento de tejados, arrastre y destrucción de camiones y autocaravanas, pudiendo llegar a hacer descarrilar vagones de ferrocarril. Este tornado desarrollaría unas velocidades de viento comprendidas entre 181 y 250 km/h

a) realizar estimaciones adecuadas de los tornados potenciales que podrían ocurrir en el entorno de emplazamientos nucleares, entre ellos C.N. Vandellós II, y

b) aplicar sus resultados en el estudio de riesgos potenciales asociados a los factores meteorológicos de cada emplazamiento, entre ellos C.N. Vandellós II.

El acuerdo CSN-AEMET está ya en marcha y sus trabajos acaban de iniciarse. Lógicamente no se dispone todavía de resultados prácticos aplicables al emplazamiento de VA2.

El alcance de esta evaluación se centra en la consideración del fenómeno meteorológico de tornados en el emplazamiento de C.N. Vandellós II y en la cuantificación de sus parámetros característicos, a efectos de estimar un potencial tornado que pudiera afectar a la planta y analizar después las consecuencias de su impacto respecto a la seguridad de la central. Con dicho alcance, se ha revisado la metodología utilizada y los resultados alcanzados en los estudios presentados.

La evaluación realizada, con respecto al análisis determinista, considera aceptables las conclusiones del titular en relación con la capacidad de las estructuras para resistir al tornado F2 de la ITC y el fallo frente a viento y proyectiles generados por el tornado F2 identificados por el análisis del titular de algunos de los edificios y equipos analizados. Sin embargo, no se está de acuerdo con la argumentación que presenta del titular acerca de los conductos del sistema de ventilación del edificio auxiliar cuando indica que no requieren de valoración al estar al "abrigo" de vientos durante temporales. Al respecto, se indica en la evaluación que ese "abrigo" no existiría durante el desarrollo del tornado F2. Tampoco se está de acuerdo con las conclusiones a las que llega el análisis del titular sobre componentes mecánicos, eléctricos y de instrumentación y control situados en el exterior de los edificios, debido a que lo analiza para un tronado "realista", diferente al fijado en la ITC.

Con relación al análisis probabilista se ha considerado en la evaluación como un complemento del trabajo realizado en el IPEEE de "otros" sucesos externos en la central. El alcance se extiende a la vulnerabilidad de aquellas estructuras y componentes externos, para los que no se puede validar que su diseño cumpla los requisitos de la RG-1.76, teniendo en cuenta el tornado requerido por el CSN, y para los cuales se realiza una evaluación realista de su vulnerabilidad a este fenómeno meteorológico. En el presente informe no se evalúan los cálculos efectuados por el titular, que posiblemente para el tornado propuesto por el titular sean correctos, dada la experiencia ya evaluada del análisis frente a vientos fuertes realizado por el titular en el IPEEE de sucesos externos.

En cuanto a diversas consideraciones generales del titular en relación con la aplicabilidad de esta guía reguladora, el tornado F2 y la situación en España, la evaluación concluye lo siguiente:

1. Para cumplir con lo requerido en la ITC sobre la NAC, en lo relativo a la RG-1.76 revisión 1, el titular ha presentado un informe que incluye dos análisis: uno determinista, de la afectación que sufriría la planta ante el tornado propuesto en la ITC, y otro probabilista, con la estimación de un tornado "realista" y la identificación de vulnerabilidades de la planta frente al mismo. El primer análisis era lo requerido por la ITC y el segundo ha sido a iniciativa del titular.

2. El titular afirma en sus conclusiones que *"el tornado es un fenómeno que no figura en las bases de diseño de C.N. Vandellós II. El registro de los datos históricos acerca de los tornados ocurridos en España, indica que es altamente improbable la ocurrencia de un tornado clase F2 en la zona del emplazamiento"*. No obstante, en la misma referencia que se cita en el informe de VA2 (M. Gayá, AEMET), se considera que el tornado F2 tiene probabilidad significativa de ocurrencia en el emplazamiento de la central.

3. El fenómeno de tornados en España es actualmente objeto de estudio por parte de la Agencia Estatal de Meteorología (AEMET). El CSN ha impulsado un acuerdo de colaboración con la AEMET para obtener una climatología de tornados con la finalidad de: estimar los tornados potenciales que podrían ocurrir en emplazamientos nucleares, y aplicar sus resultados al estudio de riesgos asociados a factores meteorológicos y a la seguridad de las instalaciones en cada emplazamiento nuclear. Este acuerdo CSN-AEMET está en marcha y sus trabajos acaban de iniciarse; pero no se dispone todavía de resultados prácticos aplicables al emplazamiento de C.N. Vandellós II.

4. El titular afirma en su informe que la central está capacitada para afrontar vientos fuertes; pero presenta debilidades para soportar los impactos de proyectiles generados por el tornado de evaluación definido en la RG-1.76. Según el titular, "estos resultados son fruto de unos criterios de análisis muy generalistas y conservadores, considerando siempre envolventes y las peores condiciones posibles". Aunque esas son las condiciones solicitadas por el CSN en la ITC, el titular ha realizado un análisis con hipótesis "más realistas" y concluye que muchas de las estructuras y componentes que fallan por el efecto del tornado, continuarían manteniendo su integridad estructural y/o funcional.

5. Se puede aceptar parcialmente la conclusión final del titular respecto a la adaptación de C.N. Vandellós II a la revisión 1 de la RG-1.76. Es decir, a falta de una estadística más elaborada y fiable de los tornados en España, no se puede requerir al titular de una forma determinante acciones que garanticen la seguridad de la central frente a las deficiencias encontradas respecto al tornado definido en la ITC del CSN. No obstante, es razonable que VA2 valore posibles acciones para afrontar las debilidades encontradas en su propio análisis.

6. Se estima positivo el trabajo desarrollado por el titular orientado a identificar ESC vulnerables ante un posible tornado y los recorridos de inspección realizados.

En base a todo lo anterior, como conclusión final de evaluación cabe decir que mientras no se disponga de resultados de climatología de tornados como fruto del acuerdo CSN-AEMET, no pueden requerirse al titular de forma determinante acciones que garanticen la seguridad de la central frente a las debilidades encontradas respecto al tornado definido en la ITC del CSN. Cuando se disponga de resultados concretos aplicables al emplazamiento de C.N. Vandellós II, se propondrá la ITC correspondiente para analizar el comportamiento de la planta ante el tornado adecuado.

3.4 Evaluación de otra normativa no incluida en la ITC de la NAC

A continuación se incluyen una serie de normas que fueron analizadas durante el proceso de generación de la ITC sobre la NAC pero que, por diferentes motivos que se indican en cada caso y que figuran en la propuesta de dictamen técnico asociada adicha ITC , no se le requirió al titular un análisis detallado de aplicabilidad.

GL 80-02 "QUALITY ASSURANCE REQUIREMENTS REGARDING DIESEL GENERATOR FUEL OIL"

Esta carta genérica pone de manifiesto que el combustible de los generadores diesel de emergencia debe ser considerado como "relacionado con la seguridad", y por consiguiente debe estar sometido al Programa de Garantía de Calidad de la Instalación. Así por ejemplo, el combustible de los generadores diesel de emergencia debe ser adquirido, recepcionado y controlado como un componente relacionado con la seguridad.

En la Propuesta de Dictamen Técnico (CSN/PDT/CNVA2/VA2/0903/225) en que se apoyaba la ITC sobre la NAC de CN Vandellós 2 (carta CNVA2/VA2/SG/09/01), en lo referido a esta GL se exponía que aunque su análisis de aplicabilidad no se requería en la NAC, la evaluación del CSN consideraba necesario que el titular justificara si el gasoil utilizado en sus generadores diesel está sometido al programa de garantía de calidad y si los suministradores del mismo se encuentran en la lista de suministradores evaluados de CN Vandellós II.

En respuesta a esta solicitud, el titular envió información en la que indicaba que la verificación de las características del gasoil frente a la norma ASTM D975-97, esto es, con la realización del requisito de vigilancia 4.8.1.1.2.d de las ETF, se garantiza la calidad del mismo en los términos requeridos por la GL 80-02, lo que se consideró aceptable al emitir la NAC y por ello la evaluación del CSN no requirió un análisis en profundidad.

No obstante, la norma también requiere que se incluya el combustible de los generadores diesel de emergencia en la lista Q como elemento relacionado con la seguridad, y por tanto sometido al programa de garantía de calidad de la central, lo cual implica actividades adicionales a la verificación de la calidad del gasoil, tales como la evaluación del suministrador, entre otras. La evaluación del CSN considera que estos aspectos también deben de tenerse en cuenta y así se le ha transmitido al titular durante el proceso de evaluación.

En consecuencia, el titular, en sus cartas de referencia CNV-L-CSN-5301, recibida el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41053) y CNV-L-CSN-5314 recibida el 18 de mayo de 2010 (nº de registro 41088), indica que si bien desestima incluir el combustible de los generadores diesel en la lista Q, procederá a incorporar en el programa de homologación de equipos relacionados con la seguridad al suministrador del gasoil de estos equipos, y adicionalmente, antes de final de septiembre de 2010, realizará un análisis comparativo entre las normas y requisitos que aplican al gasoil de C. N. Vandellós II y la guía reguladora 1.1.37 de la USNRC, como guía aceptable por la USNRC para garantizar la calidad del gasoil de los generadores diesel de acuerdo con la carta genérica 80-02.

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), indica que el plazo para incluir en el Programa de

Homologación de Suministradores de equipos relacionados con la seguridad al suministrador del gas-oil de los GDE's, es 30 de septiembre de 2010.

Las propuestas del titular recogidas en las cartas mencionadas se consideran aceptables.

R.G. 1.09, Revisión 4, 2007 "APPLICATION AND TESTING OF SAFETY-RELATED DIESEL GENERATORS IN NUCLEAR POWER PLANTS"

Mediante esta guía reguladora la USNRC endosa la norma IEEE Std 387-1995 "IEEE Standard Criteria for Diesel-Generators Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations", identificando una serie de excepciones a la misma con la correspondiente posición reguladora. La USNRC establece la aplicabilidad de esta RG al caso de nuevas centrales nucleares o a solicitudes de titulares que propongan llevar a cabo modificaciones que afecten a los generadores diesel de emergencia.

En la fase de determinación de normativa NAC se revisó el análisis presentado en relación con la RG 1.9, revisión 4. Como conclusión de esta revisión, el CSN incluyó esta Guía Reguladora en el apartado 2 de la ITC sobre la NAC (CNVA2/VA2/SG/09/01), es decir, entre la normativa cuya aplicabilidad se debe analizar en modificaciones de diseño de la central que tengan un claro nexo con el contenido de la Guía.

No obstante, en el proceso de generación de la citada ITC sobre la NAC, se identificaron comprobaciones adicionales que se realizarían en futuros contactos con la central, por ejemplo vía inspección; en concreto, los siguientes aspectos sobre pruebas periódicas de los generadores diesel de emergencia (GDE):

- Chequeo de los procedimientos de prueba vigentes de los GDE para constatar si se cubren las diferentes situaciones de orden de aparición de señales de inyección de seguridad y pérdida de potencia exterior en la prueba de arranque del GDE por presencia de ambas.
- Los procedimientos de prueba vigentes en la planta contemplan la calibración de las protecciones de primer orden de los GDE, esto es, protección diferencial, sobrevelocidad y sobreintensidad con frenado de tensión, pero no se realiza la prueba real ni prueba de la lógica de tales protecciones, aspecto tratado en la inspección documentada con acta de referencia CSN/AIN/VA2/09/710, tal y como se establece en la RG 1.9.

Asimismo, en el proceso de generación de la citada ITC sobre la NAC se identificaban ciertos aspectos relacionados con el tratamiento de criterios de diseño contemplado en la revisión 4 de la RG 1.9 sobre los que se solicitaba al titular aportar información adicional y profundizar en el análisis de la situación de la planta al respecto de los mismos.

Esta información fue aportada por el titular mediante la carta CNV-L-CSN-5077, de fecha 29 de mayo de 2009, en relación con los apartados 4.1.2.a) "Design Conditions", 4.2.2 "Operation", 4.5.4 "Protection" y 6.3 "Aging", de la IEEE Std 387-1995 (norma endosada en la RG 1.9 rev. 4).

En base al análisis de cumplimiento con la RG 1.9, revisión 4, realizado, en el que se manifiesta que incorporará la RG 1.9 Rev. 4 a las bases de licencia de la central, y consecuentemente el esta´nadar IEEE Std 387-1995, la evaluación del CSN considera adecuada la información aportada por el titular sobre los mencionados aspectos pendientes de aclaración o información adicional, así como la línea de actuación expuesta, tal y como se recoge en la carta de referencia CNV-L-CSN-5290, recibida el 13 de mayo de 2010 (nº

de registro 41054) que contempla la modificación de procedimientos de vigilancia y pruebas de los generadores diesel de emergencia y la incorporación de la RG 1.9 Rev. 4 a las bases de licencia de la central, y consecuentemente la IEEE Std 387-1995 a las bases de licencia de la central.

Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), el titular indica que la revisión de los procedimientos de los generadores diesel de emergencia no sobrepasa el plazo de 30 de enero de 2011, mientras que la incorporación de la revisión 4 de esta guía a las bases de licencia de la central quedará finalizada antes del 31 de diciembre de 2010.

La evaluación considera aceptable la posición del titular.

IEEE Std 765, 2006 "IEEE STANDARD FOR PREFERRED POWER SUPPLY (PPS) FOR NUCLEAR POWER GENERATING STATIONS (NPGS)",

Esta norma describe los criterios de diseño del sistema de suministro preferente de corriente alterna a la central y de las interfases con el sistema eléctrico Clase 1E, subestaciones, la red de transporte y las fuentes alternativas de corriente alterna.

En la fase de determinación de normativa NAC, antes de la emisión de la ITC asociada, se revisó el análisis presentado en relación con la IEEE Std 765-2006, y se concluyó razonable en lo que se refiere al sistema de suministro preferente de corriente alterna, y la conclusión del cumplimiento del diseño existente en la planta con la norma IEEE Std 765 desde un punto de vista general, conceptual y atendiendo a los criterios generales de diseño contemplados en la misma, y se dejó el análisis de detalle del diseño y del cumplimiento con criterios específicos recopilados en la norma, en el que se trataran con la adecuada profundidad estos aspectos, para considerar en otros marcos, tales como futuras inspecciones a la Central, o en las sesiones de trabajo del grupo ESCENRED".

En base a este planteamiento, el tratamiento de los circuitos de alimentación exterior a de CN Vandellós II fue objeto de la visita de inspección realizada a la planta con fecha 24 de marzo de 2010. En el transcurso de la misma la Inspección planteó al titular tres temas que previsiblemente podrán ser considerados en el marco de la revisión periódica de seguridad, los cuales son: estudio detallado de la capacidad de las fuentes de alimentación exterior, incorporación de la transferencia lenta en barras Clase 1E (clase de seguridad) 6A y 7A, y modificaciones que posibiliten la conexión rápida del transformador auxiliar de reserva.

En base a este planteamiento, el tratamiento de los circuitos de alimentación exterior a de CN Vandellós II fue objeto de la visita de inspección realizada a la planta con fecha 24 de marzo de 2010. En el transcurso de la Inspección se plantearon tres temas que previsiblemente podrían ser considerados en el marco de la revisión periódica de seguridad:

- estudio detallado de la capacidad de las fuentes de alimentación exterior,
- incorporación de la transferencia lenta en barras clase lE 6A y 7A, y
- modificaciones de diseño que posibiliten la conexión rápida del transformador auxiliar de reserva (TAR).

En relación con el primero de los temas, el titular hizo referencia al estudio "Análisis Fuentes Preferentes Exteriores CN Vandellós II", en el que concluye que la capacidad e independencia de las fuentes preferentes de alimentación exterior desde 400, 220 y 110 kV es suficiente para cubrir las demandas de la central. Sin embargo, el titular ha manifestado que aunque el punto más crítico para la fiabilidad del suministro eléctrico exterior de la red

de influencia de la central es el transformador 400/110 kV, ante una inoperabilidad del mismo la capacidad de la red de 110 kV sigue siendo más que suficiente, por lo cual este estudio no lo considera necesario.

En relación con el segundo de los temas, las transferencias de la alimentación exterior de potencia a las barras de la central, el diseño actual de la planta dispone de transferencia rápida y lenta en barras normales lA, 2A, 3A, 4A y 5A, y solamente transferencia rápida en barras de salvaguardia clase lE 6A y 7A. La transferencia rápida supone unos requisitos de sincronismo que según la situación de la red podrían no cumplirse, lo que llevaría a su fallo, tal y como se ha puesto de manifiesto en algunos incidentes reales experimentados en la central, con lo que en cuanto a las barras de salvaguardia se refiere, se produciría una demanda de arranque del generador diesel de emergencia, aún cuando la alimentación exterior sobre la que se ha intentado la transferencia pudiese estar disponible para una transferencia lenta.

Tras discutirlo con la evaluación del CSN, ANAV ha manifestado que analizará la viabilidad de implantar una modificación de diseño que incorpore transferencia lenta de la alimentación exterior en las barras 6A y 7A, la cual se implantará a menos que se identifiquen inconvenientes que desaconsejen su realización.

En relación con el tercero de los temas, el diseño actual de la planta contempla, además de las dos alimentaciones exteriores desde 400 y 220 kV, con las cuales se da adecuado cumplimiento a lo establecido al respecto en la IEEE Std 765-2006, la posibilidad de utilización de la alimentación exterior desde 110 kV mediante la conexión del transformador TAR, que conecta a línea de 110 kv, a las barras de la planta en sustitución del transformado Auxiliar de la Unidad (TAU) o del transformador Auxiliar Exterior (TAE), conecta a línea de 220 kV, conexión que conlleva actuaciones manuales sobre equipos y pletinas "link" que requieren en torno a 4 horas antes de tener disponible la alimentación desde el TAR.

Cualquier reducción del tiempo necesario para esta conexión sería una mejora importante, exponiendo el titular al respecto que es un asunto que ha de ser valorado en profundidad, teniendo en cuenta las dificultades que pueden plantear modificaciones en este sentido, la alta fiabilidad de las conexiones actuales, por tratarse de equipos pasivos, y que la introducción de elementos activos podría conllevar nuevos modos de fallo e indisponibilidades por mantenimiento. En todo caso, el titular manifestó que iba a llevar a cabo, en el plazo de 12 meses, un análisis de la identificación y viabilidad de potenciales mejoras de diseño que contribuyan a la reducción del tiempo necesario para el alineamiento y disponibilidad de alimentación exterior desde el TAR hacia las barras de salvaguardia.

De lo expuesto, las conclusiones alcanzadas en la evaluación del CSN son las siguientes:

- La capacidad de las fuentes preferentes de alimentación exterior desde 400, 220 y 110 kV es suficiente para cubrir las demandas de la central.

- En relación con las transferencias de la alimentación exterior de potencia a las barras de alimentación eléctrica de clase de seguridad (barras 6A y 7A) de la central:

  "El titular deberá presentar al MITC, en el plazo de 12 meses, una propuesta de modificación de diseño mediante la cual se incorpore transferencia lenta de la alimentación exterior en las barras de salvaguardia 6A y 7A. Si el análisis de viabilidad

de dicha modificación concluyera su inconveniencia, el titular presentaría el informe justificativo ante el CSN en el mismo plazo".

La necesidad de llevar a cabo la transferencia lenta entre barras de alimentación eléctrica de emergencia (barras clase 1E), en las condiciones indicadas por el titular será considerada como Instrucción Técnica de Complementaria.

- En relación con las modificaciones de diseño que posibiliten la conexión rápida del transformador auxiliar de reserva (TAR) se requiere que el titular lleve a cabo, en el plazo de 12 meses, un análisis de identificación y viabilidad de potenciales mejoras de diseño que contribuyan a la reducción del tiempo necesario para el alineamiento y disponibilidad de alimentación exterior desde el TAR hacia las barras de salvaguardia.

  La necesidad del análisis de mejoras en la reducción del tiempo de conexión del TAR a las barras de salvaguardias, en las condiciones mencionadas, será considerada como una Instrucción Técnica Complementaria. El plazo de cumplimiento de esta Instrucción es de 12 meses en lo relativo a la presentación del análisis mencionado.

- Por otra parte, dado la importancia del estándar IEEE Std 765, 2006 para C. N. Vandellós II, se ha considerado necesario que el titular incorpore la norma IEEE Std 765- 2006 a las bases de licencia de la central. Este aspecto ha sido asumido por el titular en su carta de referencia CNV-L-CSN- 5290, recibida en el CSN el 13 de mayo de 2010 (nº de registro 41054), que la evaluación del CSN considera aceptable.

  Adicionalmente, en la carta de referencia CNV-L-CSN-5331, recibida el 15 de junio de 2010 (nº de registro 41265), el titular indica que este estándar quedará incorporado a las bases de licencia de la central antes del 31 de diciembre de 2010, lo que se considera igualmente aceptable.

3.5.-Evaluación del Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad (PAMGS)

El CSN ha llevado a cabo una supervisón sistemática del PAMGS desde el inicio del desarrollo del mismo, y además de aprobar las diversas revisiones del plan ya comentadas en el apartado de de descripción de este informe, ha realizado sendas evaluaciones sobre el proceso de verificación de la eficacia de las acciones comprendidas en los programas de "Gestión y Liderazgo", "Organización", "Sistemas de Gestión" y "Comunicación", y ha efectuado la evaluación de las modificaciones de los sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas fijadas en el programa de "Mejoras de diseño, inspecciones y vigilancia".

A continuación se resumen las actuaciones del CSN en relación con las acciones de los cinco programas del PAMGS:

3.5.1.- Plan de supervisión del CSN

Los cambios contemplados en el Plan de Acción han requerido un proceso de desarrollo, asimilación y generación de nuevas formas de actuación y de comportamiento en todos los niveles de la organización del titular hasta llegar a su implantación. Muchas de las acciones del Plan son compromisos del titular que necesitaban concretarse, y otras implicaban complejos procesos de evaluación del CSN. Por ello, el CSN puso en marcha, desde la fecha de aceptación del Plan, un Comité de Seguimiento de la implantación del PAMGs

presidido por la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, un programa especial de supervisión mediante inspecciones y reuniones de dicho Comité con el fin de comprobar, por un lado, que las medidas propuestas se están llevando a la práctica de manera adecuada y en los plazos fijados, y que su aplicación estaba siendo eficaz para conseguir los objetivos previstos. Por otro lado, el CSN dedicó un esfuerzo importante a la verificación de que la operación la central se lleva de forma segura, cumpliendo con todos los requisitos de la autorización de explotación.

Desde el 3 de septiembre de 2005, fecha de arranque de la central tras la aprobación del CSN del PMGS y tras la parada de recarga de ese año, y que marcó el inicio del plan de supervisión del CSN se han realizado un total de diecinueve inspecciones dedicadas específicamente a este programa, tras cada una de las cuales se celebraba una reunión interna del citado Comité y a continuación con el titular sobre el desarrollo de las acciones del PAMGS, especialmente a las acciones de carácter organizativo y de gestión de la seguridad. El alcance de las inspecciones y reuniones técnicas ha consistido en verificar:

- El cumplimiento de requerimientos del CSN y compromisos adquiridos por el titular desde el arranque de septiembre de 2005.
- El seguimiento, y valoración de los incidentes que han ido surgiendo durante este período, y las actuaciones del titular en el análisis y resolución de los mismos.
- El seguimiento, y valoración de las acciones principales del plan.
- Evolución de los indicadores del plan
- Evolución de los resultados arrojados por los mecanismos de supervisión del plan
- Diseño y aplicación del plan de verificación de la efectividad de las acciones del plan.

A las inspecciones mencionadas, hay que sumar las inspecciones dedicadas a las modificaciones físicas en los sistemas de la central fijadas en el PAMGS. La mayor parte de ellas, veintiséis inspecciones, estuvieron dedicadas al seguimiento y licenciamiento del montaje y puesta en servicio de las modificaciones de los sistemas de agua de refrigeración de los equipos requeridos como salvaguardias tecnológicas.
Finalmente, el CSN ha realizado una evaluación de la verificación de la eficacia de las acciones del PPAMGS llevada a cabo por el titular, así como una evaluación del informe final de cierre.

3.5.2.-Evaluación informe de cierre del PAMGS: Evaluaciones externas de cultura de seguridad, Misión OSART y Verificación de la efectividad de las acciones de organizativas y de gestión del PAMGS

El objetivo de la evaluación realizada es documentar el resultado de la valoración, desde el punto de vista de Organización y Factores Humanos, del informe final del Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad (PAMGS) implantado por la ANAV.

Específicamente se ha realizado una valoración sobre los principales métodos empleados por el titular para cerrar el PAMGS, así como sobre los resultados y conclusiones de todo este proceso. Así se valora cómo varios métodos, principal y muy especialmente el método empleado en el proceso de verificación de la eficacia del PAMGS, pero también la evaluación externa independiente de cultura de seguridad y la evaluación externa

independiente de la misión OSART, han servido para determinar los aspectos resueltos por el PAMGS y los puntos débiles que persisten tras la implantación del mismo; y cómo estos últimos se han transferido al seno del PROCURA (Plan de Acción de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico elaborado por ANAV tras el suceso de liberación de partículas radiactivas en C.N. Ascó identificado en abril de 2008).

A continuación se resumen las evaluaciones realizadas:

a) Evaluación de cultura de seguridad de Vandellós II del otoño de 2008

En el marco del PAMGS, como mecanismo de seguimiento de la evolución de la organización, el titular acometió en octubre de 2008 la tercera evaluación externa independiente de cultura de seguridad, que fue realizada por la empresa HPA (Human Performance Analysis) en colaboración con el CIEMAT. La evaluación quedó documentada en el informe de HPA: "C.N. Vandellós II Safety Culture Assessment 2008" (January 29, 2009).

Los resultados del análisis se presentan en dicho documento de acuerdo a los componentes transversales de la revisión del ROP (Reactor Oversight Program) de la NRC vigente en esa fecha. Adicionalmente el Titular solicitó a HPA otro informe en el que se presentaran los resultados de acuerdo a las características de cultura de seguridad definidas por el OIEA

Adicionalmente el titular solicitó a HPA otro informe en el que se presentaran los resultados de acuerdo a las características de cultura de seguridad definidas por el OIEA.

El titular analizó las conclusiones de este análisis, revisando todas las conclusiones positivas, así como los aspectos no resueltos y/o áreas de mejora identificadas. Para aquellas áreas en que persistían deficiencias, el titular identificó las acciones de mejora a implantar y señaló si las mismas estaban ya incluidas, o debían ser incluidas en el PROCURA y, en otros casos, las incorporaba al PAC, según su importancia y transversalidad.

En base al análisis de los resultados de esta evaluación externa de cultura de seguridad, y siguiendo el proceso de análisis de recomendaciones antes mencionado, el titular identificó en dicha evaluación 111 recomendaciones, a partir de las cuales se generaron 122 asignaciones (en algunos casos para una misma recomendación el titular identificó varias asignaciones o acciones de mejora a varias unidades organizativas). De ellas: 101 fueron al PROCURA, 17 al PAC, 3 ya estaban realizadas y 1 se consideró no aplicable.

Adicionalmente a esta evaluación externa independiente de cultura de seguridad, el titular solicitó a la empresa HPA un breve informe global de cultura de seguridad de toda ANAV, en el que se identificasen fortalezas y debilidades comunes a toda ANAV, agrupadas en torno a las cuatro grandes áreas transversales del ROP de la NRC. Este informe pretendía servir de base para que los gestores de ANAV lanzaran o moldearan sus estrategias de mejora.

Este informe, denominado: "Comprehensive Análisis of the Safety Culture of ANAV" (April 16, 2009) contiene algunas conclusiones muy importantes, de gran relevancia como lecciones aprendidas para planes futuros, en este caso el PROCURA. En concreto, la importancia de mantener el PROCURA como un plan que afecte a toda ANAV (por tanto

a las dos Direcciones de Central, Ascó y Vandellós II, a los Servicios Corporativos y a todas las estructuras organizativas de ANAV), entre otras muchas razones porque el PROCURA pretende resolver también aquellos temas que continúan pendientes tras el PAMGS.

En base a lo anterior, se considera que el titular ha establecido un proceso sistemático adecuado de identificación de las debilidades puestas de manifiesto a través de la evaluación externa de cultura de seguridad de C.N. Vandellós II de octubre de 2008, las ha transformado en acciones de mejora y las ha asignado convenientemente al PROCURA (en su inmensa mayoría, 101 de 122), asegurando la gestión de las restantes no realizadas vía PAC.

b) Misión OSART en Vandellós II de septiembre de 2009

Del 21 de septiembre al 8 de octubre de 2009, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), reunió un equipo de 18 expertos internacionales con la finalidad de llevar a cabo una misión OSART (Operational Safety Assessment Review Team) en C.N. Vandellós II. Esta misión, realizada según los estándares del OIEA, concluyó con un total de seis recomendaciones, ocho sugerencias y cinco buenas prácticas.

Las recomendaciones y sugerencias fueron analizadas por los técnicos de C.N. Vandellós II que fueron contraparte ("counterparts") en la misión y se identificaron un total de veinticinco acciones de mejora a implantar para resolver las debilidades identificadas por las catorce recomendaciones y sugerencias del equipo del OIEA. Estas se constituyen así en el conjunto de acciones que el titular ha decidido abordar para que, cuando se produzca la visita de seguimiento de la misión OSART (dieciocho meses después), las debilidades identificadas hayan sido total o parcialmente resueltas.

Todas estas veinticinco acciones de mejora están descritas en el informe final de cierre del PAMGS. Estas acciones han sido analizadas por el titular y, en concreto, dieciocho se han incorporado al PAC, mientras que las siete restantes se han considerado que están abordadas por el PROCURA y el PRO (Plan de Refuerzo Organizativo).

Desde el punto de vista de esta evaluación, se estima que el titular ha seguido un proceso adecuado para asignar la resolución de las acciones de mejora al marco más apropiado. Así, por ejemplo, se han asignado al PROCURA acciones de mejora relacionadas con la supervisión en campo, formación para supervisores en técnicas de observación de comportamientos humanos y refuerzo de comportamientos, integración de los jefes de turno en la formación para supervisores y liderazgo, etc. Así mismo, se integra en el PRO la necesidad de dotar de más recursos humanos cualificados a la organización.

En este sentido, se considera que el PROCURA integra las acciones organizativas y de gestión adecuadas procedentes de la misión OSART que no habían sido identificadas o resueltas con el PAMGS.

c) Verificación de la eficacia del PAMGS

El PAMGS ha constado de 36 grandes acciones de mejora, de las cuales las 19 primeras eran de carácter organizativo y de gestión del titular, 1 de relación con el CSN y las 17 restantes relacionadas con mejoras y modificaciones físicas en la instalación.

Todas las acciones de mejora organizativas y de gestión del PAMGS han sido implantadas, validadas y cerradas, siguiendo un proceso formal y bien establecido y documentado de gestión de proyectos. El último paso de este plan fue el diseño y ejecución de un proceso formal de verificación de la eficacia de las 19 acciones de mejora de carácter organizativo y de gestión.

Desde el punto de vista de elementos de diagnósticos, los resultados de la verificación de la eficacia del PAMGS obtenidos permiten afirmar que en casi un 30% de ellos se han identificado aspectos a mejorar; mientras que el 70% restante ha sido adecuadamente resuelto. Desde el punto de vista de la verificación de la eficacia de las acciones (EFRs), los resultados se pueden resumir de la siguiente forma: a) Seis acciones (EFRs) no requieren de ninguna acción adicional, b) Seis acciones (EFRs) requieren alguna acción adicional, que está cubierta por el PROCURA y c) Siete acciones (EFRs) requieren alguna acción adicional, que no está incluida en el PROCURA.

Los principales aspectos no resueltos identificados en la verificación de eficacia del PAMGS son los siguientes:

- La evolución de los recursos, tanto en forma de inversiones como de dotaciones de personal, ha experimentado una clara tendencia favorable muy recientemente, debido probablemente a los cambios organizativos en el titular.

  Como avance, indicar que el titular recientemente ha reforzado las dotaciones de personal mediante el Programa de Refuerzo Organizativo (PRO). Ello permitirá pasar en ANAV de una relación 35%-65%, entre personal de plantilla y contrata, a una del orden de 50%-50%. Esto requiere un incremento del personal de plantilla que ya se está llevando a cabo mediante el "Plan de Choque complementario al PRO', cuyo fin es acelerar la aplicación del PRO en los departamentos en que se considera prioritario y, en los puestos en que no es factible, subsanar las carencias, mediante la contratación de personal técnico con experiencia de empresas colaboradoras, con el fin de cubrir el periodo en el que el PRO aún no se haya completado.

  Hacia final de 2009, se ha incrementado el personal con más del 50% de los recursos previstos hasta el año 2013, y previsiblemente este valor alcanzará el 78% hacia finales del año 2010.

- La supervisión de los trabajos por parte de la línea, especialmente sobre el personal subcontratado durante las recargas (momento en el que se llevó a cabo la misión de verificación de la eficacia), presenta varias áreas de mejora.

  Al respecto hay que señalar que el titular ha conseguido avances en relación con la mejora de este aspecto mediante la línea de actuación 2 "Recursos y capacitación técnica" de la revisión 2 del PROCURA, en combinación con el Programa de Refuerzo Organizativo (PRO) y el "Plan de Choque complementario al PRO'. Así, en las sucesivas recargas se seguirá la práctica de supervisión que ya se venía realizando, si bien, se ha entrado en un proceso de contratación de técnicos de contrata fija para reforzar esta supervisión.

- Persisten dificultades, tanto en la comunicación vertical como horizontal, en la instalación.

  Respecto a la comunicación interna de ANAV, el titular tiene en curso tres actuaciones, dentro del PROCURA; concretamente en la línea de "trabajo en equipo y comunicación interdepartamental". Estas actuaciones son la creación de coordinadores en cada unidad organizativa de ANAV para las áreas siguientes: PAC, Formación, Experiencia operativa, Comunicación y Factores humanos; recogida y transmisión de información relevante para la seguridad; y refuerzo de la experiencia operativa.

- Otros aspectos son los relativos a la transmisión de expectativas, reconocimiento de personal y sentido de la propiedad de los trabajos

Por otra parte, se han obtenido suficientes evidencias para afirmar que todo un conjunto relevante de elementos de diagnóstico han sido satisfactoriamente resueltos por el PAMGS.

La conclusión global de todo el proceso de verificación de la eficacia del PAMGS, en relación a la continuidad asumida por el PROCURA, es que más del 80% de los aspectos a mejorar identificados en la implantación efectiva del PAMGS, originados por el 30% de los elementos de diagnóstico no completamente resueltos por las acciones del PAMGS, se corresponden con áreas o actividades que tienen continuidad con el PROCURA y el PRO, al que el titular está dando máxima prioridad, mientras que para el resto de debilidades (dada su naturaleza y menor impacto en la seguridad) se han definido acciones de mejora que serán gestionadas a través del PAC.

Desde el punto de vista de la evaluación se considera que el titular ha desarrollado un proceso de verificación de la eficacia del PAMGS muy adecuado. Probablemente por primera vez en una instalación nuclear española se ha diseñado y aplicado un proceso de verificación de la eficacia de un plan de mejora en aspectos organizativos y de gestión, tan sistemático y riguroso. Se considera que debe ser un ejemplo a tener en cuenta, tanto en cuanto a la necesidad de acometer procesos de verificación de la eficacia, como en cuanto a la aproximación metodológica seguida, para posibles futuros planes de mejora de instalaciones nucleares.

Asimismo, se considera que las conclusiones del mismo son válidas y que, en consecuencia, los puntos aún no resueltos por el PAMGS son adecuadamente asumidos entre el PROCURA principalmente, el PRO (ambos, PROCURA y PRO están dentro del Plan de Actuaciones 2008-2013 del titular) y cinco acciones concretas de una entidad diferente derivadas al PAC.

3.5.3.- Autorización de las modificaciones de los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardáis tecnológicas

Los procesos de licenciamiento llevados a cabo por el CSN sobre las modificaciones de estos sistemas han sido llevados cabo siguiendo lo requerido por el artículo 25 "Modificaciones de la instalación", del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (en adelante RINR) en vigor.

El titular dispone actualmente de las autorizaciones emitidas por el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo (en adelante MITC) de acuerdo con el RINR en vigor, emitidas por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, de todas estas modificaciones.

La puesta en marcha de las modificaciones de la primera fase (modificaciones de los sistemas GJ y KJ y eliminación de la tubería Bonna de 300 mm.) se realizó tras la parada programada por recarga de combustible de 2007 y la de la segunda fase , (implantación del sistema EJ) se efectuó tras la parada programada por recarga de combustible de 2009.

Actualmente, todos estos sistemas modificados ya están operativos y en funcionamiento en la C. N. de Vandellós II.

3.5.4.- Identificación y corrección de las causas raíz y factores contribuyentes identificados durante la gestión de las modificaciones de diseño de la refrigeración de salvaguardias

Las debilidades surgidas durante la primera fase de este proyecto, modificaciones de los focos fríos de los sistemas de agua enfriada esencial (sistema GJ) y refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia (sistema KJ), expuestas en el apartado de descripción del PAMGS de este informe, afectaron principalmente a la gestión de las modificaciones del sistema GJ. Estas debilidades fueron deficiencias en el diseño de la modificación, montaje, coordinación, repuestos, planificación y pruebas y se achacaron a que, esta fase, fue un proyecto ajeno a la organización.

Como consecuencia de deficiencias en la implantación de las modificaciones de diseño del sistema GJ se identificó un hallazgo blanco en el SISC. En enero de 2009 se realizó una inspección suplementaria de referencia CSN/AIN/VA2/09/689, debido a la acumulación de dos hallazgos blancos en los resultados de la aplicación del SISC del año 2008, uno de los cuales era relativo a deficiencias en la implantación de la modificación del nuevo foco frío del sistema GJ. El objetivo era identificar los elementos de diagnóstico (causas raíz y los factores contribuyentes) que causaron dichas debilidades. Seguidamente, tras la evaluación de los resultados de esta inspección, los elementos de diagnóstico quedaron identificados. Hubo elementos de distinto rango, unos más directamente responsables de la problemática y otros que son realmente el origen de la misma.

Entre las principales elementos de diagnóstico identificados en la evaluación de los resultados alcanzados en la citada inspección se encuentran los siguientes: 1.- deficiencias en la supervisión de actividades, 2.-deficiencias de cualificación técnica del personal, 3.-deficiencias en el proceso de toma de decisiones operacionales, 4.-escasez de dotación de recursos en la problemática del GJ 5.- deficiencias en la gestión de repuestos y 6.-deficiencias en procedimientos escritos.

En marzo de 2009, el titular remitió un informe al CSN, adjuntado a la carta de referencia CNV-L-CSN-5001, recibida el 4 de marzo de 2009(nº de registro 4407), en el que quedaron identificados todos los elementos de diagnóstico involucrados en la gestión de la modificación del sistema GJ y los planes de acciones correctoras para resolverlos. Las acciones contienen medidas a corto y largo plazo y tienen que ver con aspectos de gestión y de organización del proyecto EJ, y están incluidas en las líneas de actuación del PAMGS y del "Programa de Refuerzo Organizativo (PROG)", tales como algunas de las citadas

anteriormente, y que por tanto están en curso pero no finalizadas, y que tendrán su continuación en el Plan PROCURA, que será el único plan en vigor tras el cierre formal del PAMGS . Por tanto estas acciones correctoras se considerarán implantadas cuando se den por cerrados el PROCURA y el PROG.

Las causas y factores contribuyentes expuestos, fueron el origen de deficiencias de diseño y funcionamiento de determinados componentes internos de las unidades enfriadoras del sistema GJ. Por ello, adicionalmente a los planes de acciones correctoras mencionados, el titular llevó a cabo acciones correctoras de carácter físico para resolver estas deficiencias de diseño y de operación de este sistema, cuyas acciones fueron incorporadas en el PAC de la central. Con respeto a la efectividad de las medidas del PAC para resolver las deficiencias físicas del sistema GJ, hay que indicar que los problemas de diseño y operativos del sistema de agua enfriada esencial que se pusieron de manifiesto durante la operación normal de la central, directamente observables a través de la operación del sistema y sus incidencias, no se han reproducido hasta el momento.

En la segunda parte del proyecto, la correspondiente al diseño, montaje y puesta en marcha del sistema de agua de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ), aunque el proyecto en la fase de montaje y puesta en marcha tuvo una amplia participación la organización del titular, hay que reseñar que las incidencias recientes ocurridas en el sistema EJ (reducción de caudal del sistema por incompatibilidad de los agentes químicos del agua de refrigeración utilizada y por la presencia de agua en las arquetas del sistema), ponen de manifiesto que determinadas debilidades ocurridas en la primera fase del proyecto son extensivas a la segunda parte del mismo, tales como en aspectos concretos del diseño (en este caso de química y galerías y arquetas), supervisión del diseño y montaje, coordinación del proyecto a la hora del paso del sistema a operación. Asimismo, también le son aplicables algunos de los otros elementos de diagnóstico que quedaron identificados en la citada primera parte.

Por consiguiente, la resolución de los elementos de diagnóstico de gestión y organizativos involucrados sigue la línea de desarrollo del PROCURA y del PROG.

Con respecto a las acciones físicas del sistema EJ, el titular está llevando a cabo planes de acciones correctoras específicos, diseñados e iniciados tras la ocurrencia de estas incidencias, para eliminar las causas que las motivaron.

En relación a la entrada de agua en arquetas del sistema EJ, el titular en su carta de referencia CNV-L-CSN-5281, recibida el 26 de abridle 2010 (nº de registro 40891), comunica que ha establecido ya las tareas de inspección y limpieza periódicas de estas arquetas así como su incorporación a las rondas de inspección sistemática tras episodios de lluvia en la zona. Adicionalmente, antes de junio de 2010, el titular ha previsto finalizar acciones correctivas encaminadas a minimizar la entrada de agua en estas arquetas y, como complemento, disponer de un diseño conceptual de la opción escogida para el sistema de evacuación automática de agua del interior de las arquetas.

En relación con la caída de caudal del sistema EJ, señalar que según el condicionado asociado a la aprobación de la revisión 64 de las ETFs sobre reducción del límite de caudal especificado del sistema EJ, se le requirió al titular la presentación en el CSN, en un plazo de tres meses (finaliza el 3 de junio de 2010) de un plan de recuperación de las condiciones operativas iniciales de dicho sistema.

Al respecto el titular ha remitido la carta de referencia CMV-L-CSN-5307, recibida el 12 de mayo de 2010 (nº de registro 41032), en donde se recoge el plan de acciones de recuperación del caudal inicial del sistema EJ, que finalizará al final de la próxima parada de recarga (recarga nº 17), cuyo comienzo está previsto en enero de 2011. Las actividades de recuperación consisten en la limpieza de las tuberías para eliminar los productos de corrosión adheridos en sus paredes interiores, modificación del diseño de determinados elementos mecánicos pequeños, modificación del tratamiento químico e inspección de los tubos de los intercambiadores de calor del sistema.

3.6 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 del cumplimiento con la Normativa de Aplicación Condicionada y del análisis de cumplimiento con nueva normativa dentro del alcance la revisión Periódica de la seguridad

3.7 Hallazgos: NO

3.8 Discrepancias respecto de lo solicitado: NO

No existen discrepancias respecto de lo solicitado en cuanto a que 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.

Relación de condiciones específicas relacionadas en el Anexo 1.

- Las nueve primeras condiciones se refieren a requisitos de tipo genérico para todas las centrales nucleares, resumidamente las siguiente: identificación del titular y explotador responsable, potencia máxima autorizada, documentos oficiales de explotación de la central, informes anuales requeridos por el RINR, salida de bultos

radiactivos fuera del emplazamiento, actividades sobre gestión de vida, condiciones de solicitud de una futura prórroga de la AE, requisitos para solicitar el cese de la explotación y programas de mejora.

- Condición 10.- Realizar en la parada de recarga 18 programada para 2012, un a modificación de diseño que afecta al sistema de protección contraincendio. Del edificio de control, derivada del estudio de APS de inundaciones internas,

Relación de ITC asociadas a la AE de julio de 2010 específicas relacionadas en el Anexo 2.

- Las nueve primeras ITC se refieren a requisitos genéricos para las centrales nucleares, que desarrollan determinadas condiciones de la AE y el contenido de los informes anuales mencionados en el RINR.

- Nº 10.- En un plazo de 12 meses realizar determinadas actividades relativas al plan de gestión de Vida.

- Nº 11.- mantenimiento de las mediadas compensatorias establecidas como consecuencia del APS de inundaciones internas hasta que se implante una modificación de diseño que haga innecesaria estas dichas medidas compensatorias.

- Nº 12.- Acciones del titular en relación con experiencia operativa interna y externa en determinados plazos fijados en esta ITC.

- Nº 13.- Acciones sometidas a los plazos fijados en esta ITC sobre diversos temas cuyo análisis está incorporado en la RPS. Estos temas se relacionan con: la Regla de Mantenimiento, la mejora de la gestión de los accidentes severos y sus guías de actuación, con el APS d otros sucesos externos, con el panel de parada segura de la central y con la revisión del estudio de diaclasas del sustrato rocoso del emplazamiento del sistema EJ.

- Nº 14.- Acciones sometidas a los plazos fijados en esta ITC sobre diversos temas cuyo análisis está incorporado en la NAC. .Estos temas entran dentro del alcance de: la Guía reguladora q.140, revisión 1 sobre sistemas de filtración, la guía reguladora 1.204, revisión 0, sobre protección de estructuras y equipos contra rayos, el estándar IEEE 765 sobre suministro preferente de corriente alterna a la central y la guía reguladora 1.153, revisión1, sobre criterios de protección para sistemas de seguridad.

- Nº 15.- En un plazo de seis meses realzar una revisión de la segunda Revisión Periódica de la Seguridad.

En la propuesta de límites y condiciones asociados a la Autorización de Explotación se ha tenido en cuenta 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.

- Instrucción IS-22, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares
- Instrucción IS-23, sobre inspección en servicio en centrales nucleares

4.- CONCLUSIONES Y ACCIONES

4.1. Aceptación de lo solicitado: SI

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: SI

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. Recomendaciones del CSN: NO

4.4. Compromisos del Titular: SI

Si bien no pueden definirse como compromisos, el titular ha presentado diversas propuestas que deberá llevar a cabo en cumplimiento con las condiciones e Instrucciones Técnicas Complementarias establecidas por el CSN.

4.5. Hallazgos: NO