

**IDENT.: CSN/PDT/CNVA2/VA2/ 0903/225**

REV.: 0

SUPL.:

SUPLEMENTOS				
-------------	--	--	--	--

**TITULO: PROPUESTA DE DICTAMEN TÉCNICO SOBRE LA NORMATIVA DE  
APLICACIÓN CONDICIONADA EN LA CENTRAL NUCLEAR DE  
VANDELLÓS II**

## ÍNDICE

### 1.- OBJETO Y ANTECEDENTES

### 2.- ALCANCE

### 3.- DESCRIPCIÓN DEL PROCESO SEGUIDO

### 4.- INFORMES DE EVALUACIÓN

### 5.- EVALUACIÓN REALIZADA

- 5.1.- ASPECTOS ELÉCTRICOS Y DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL
- 5.2.- ASPECTOS SOBRE SISTEMAS NUCLEARES
- 5.3.- SISTEMAS AUXILIARES
  - 5.3.1.- VENTILACIÓN
  - 5.3.2.- SISTEMAS DE AGUA DE REFRIGERACIÓN
  - 5.3.3.- SISTEMAS DE PROTECCIÓN CONTRA INCENDIOS
- 5.4.- SISTEMAS MECÁNICOS
- 5.5.- APS Y FACTORES HUMANOS
- 5.6.- GARANTÍA DE CALIDAD
- 5.7.- SISTEMAS DEL NÚCLEO
- 5.8.- CIENCIAS DE LA TIERRA

### 6.- CONCLUSIONES

- 6.1.- NORMATIVA QUE DEBE SER INCORPORADA EN LA INSTRUCCIÓN TÉCNICA

- 6.2.- **NORMATIVA CUYA APLICABILIDAD SE DEBE ANALIZAR EN MODIFICACIONES FUTURAS DE LA CENTRAL**
- 6.3.- **OTRA NORMATIVA A ACTUALIZAR**

**7.- DOCUMENTACIÓN GENERADA. REFERENCIAS**

## **1.- OBJETO Y ANTECEDENTES**

### **1.1 OBJETO**

El objeto de esta Propuesta de Dictamen Técnico es fundamentar la Instrucción Técnica Complementaria que el CSN emita a CN Vandellós II, relativa al conjunto de normas y documentos cuya aplicabilidad a su central tiene que analizar el titular como Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) y de la que se espera la introducción de mejoras significativas en la seguridad de la central.

La NAC forma parte del proceso de análisis realizados por el titular de la central y evaluaciones realizadas por el CSN enmarcadas en el proceso de renovación de la Autorización de Explotación (AE) de CN Vandellós II.

### **1.2.- ANTECEDENTES**

Con el fin de solicitar la renovación de la Autorización de Explotación (AE) vigente, concedida por la Orden Ministerial de 14 de julio de 2000 para un periodo de diez años (hasta el 20 de julio de 2010), la disposición segunda de dicha AE establece que, en caso de optar por una renovación de la AE, se debe presentar al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITC) la Revisión Periódica de Seguridad de la Central (RPS), con un mínimo de un año de antelación a la fecha de expiración de la AE vigente. De acuerdo con esta disposición, el titular de CN Vandellós II tiene previsto presentar al MITC, la solicitud de renovación de la AE, junto con la RPS, antes del 20 de julio de 2009.

De acuerdo con la Guía de Seguridad 1.10 del CSN “Revisiones periódicas de la seguridad de centrales nucleares” (1996), la RPS, requiere que se informe sobre el resultado de los análisis de ciertos documentos emitidos, o revisados, por la USNRC en el periodo considerado. En el caso de Vandellós II ese periodo es enero 1999 a diciembre 2008.

Adicionalmente, la revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.10 mencionada, aprobada por el CSN en su reunión del día 2-10-08, incorpora la NAC en el alcance de la RPS y la necesidad de que la RPS parta de la definición previa de las bases de licencia de la central.

De acuerdo con la nueva revisión de la citada Guía 1.10, el CSN establecerá justificadamente la normativa emitida por organismos internacionales y por el país de origen del proyecto cuyo cumplimiento deberá analizar detalladamente el titular. Esta normativa se ha denominado “Normativa de Aplicación Condicionada” (NAC).

La eventual aplicabilidad, total o parcial, a C. N. Vandellós II de los requisitos de aplicabilidad de esta nueva normativa (diseño u operación, tipo de central y fecha de construcción o puesta en marcha) expresados en el propio texto de la misma, está condicionada a la realización de una selección previa en la que el CSN valora las mejoras para la seguridad que podrían derivarse de la misma.

Según se define en la Guía 1.10, el proceso de identificación de esta nueva normativa deberá satisfacer las siguientes condiciones:

- Que la incorporación de esta *nueva normativa* se haga de manera eficaz y eficiente. La mayor parte de los recursos deben consumirse en mejorar la seguridad, de forma que hay que evitar la realización de análisis que no la mejoren significativamente. En lo posible, se utilizará el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) para centrar los análisis en aquellos aspectos que sean más importantes para la seguridad de la instalación.
- Que el titular no tenga que hacer un esfuerzo de evaluación de toda la *nueva normativa* no incorporada en sus *bases de licencia*, lo que supondría un consumo de recursos muy importante. Por tanto, el proceso trata de centrar los esfuerzos del titular en lo que sería especialmente valioso en términos de seguridad o alcanzable con poco coste.
- Que el CSN no tenga que dedicar excesivos recursos a una revisión de *normativa* que pudiese acabar concluyendo en la impracticabilidad de aplicar la *nueva normativa* a las centrales en operación.
- Que haya una total coordinación entre las mejoras de seguridad de la instalación que puedan provenir del APS, del análisis de experiencia operativa y del análisis de esta *nueva normativa*.

El CSN es el responsable de realizar el análisis previo y la selección de las normas más adecuadas para mejorar la seguridad y emitir la NAC mediante una Instrucción Técnica Complementaria (ITC).

En respuesta a dicha ITC, el titular analizará la aplicabilidad de dicha normativa seleccionada por el CSN, valorando los beneficios de su implantación y notificando al CSN sus conclusiones y decisiones.

## **2.- ALCANCE DE LA NORMATIVA DE APLICACIÓN CONDICIONADA EN CN VANDELLÓS II**

De acuerdo lo citado en la revisión 1 de la GS 1.10, para una central cuyo país de origen del proyecto es EE.UU, el alcance de la NAC será el siguiente:

- a) 10CFR50 y 100.
- b) NRC Cartas genéricas y boletines.
- c) NRC Guías reguladoras.
- d) La procedente de otros países (u organismos) diferentes de EE.UU. que identifique el CSN.

En los cuatro casos, la NAC se refiere a normas que en el país de origen no son de aplicación directa a centrales de diseño similar, pero que cuya aplicación puede implicar una mejora

significativa en la seguridad.

A continuación se expone cómo se ha fijado el alcance para cada uno de estos tipos de documentos:

a) 10CFR50 y 100

Las modificaciones al 10CFR no se incluyen en el proceso de la NAC de Vandellós II, porque su análisis se ha incluido en un proceso específico, el de las partes del 10CFR que constituyen base de licencia de la central. Este proceso se inició mediante la ITC sobre “*aplicabilidad de la reglamentación del país origen del diseño*” acordada por el CSN en su reunión del 10 de mayo de 2006 (carta de referencia CNVA2/VA2/06/05 registro salida CSN n° 3258), resultado del documento “Pirámide Normativa y Bases de Licencia”, aprobado por el CSN en su reunión del 7 de septiembre de 2005.

Una vez concluido el análisis detallado de la respuesta del titular a esta ITC, el CSN emitió la ITC de ref<sup>a</sup> CNVA2/VA2/SG/08/28 “Instrucción Técnica Complementaria sobre análisis anual de nueva normativa revisada.”, acordada en su reunión de 25 de noviembre de 2008. En esta ITC se prevé fijar como fecha de corte de las partes identificadas diciembre de 2006 y se prevé requerir al titular que en el plazo de nueve meses envíe al CSN un análisis que identifique y valore las posibles desviaciones, que no se espera que sean significativas. En todo caso, esas desviaciones serán evaluadas por el CSN y, en su caso, se emitirían los requisitos necesarios

b) Cartas Genéricas y Boletines

La USNRC comenzó a emitir Boletines (Bol) en 1971 y Cartas Genéricas (GLs) en 1978. Esta normativa está muy relacionada con los problemas operativos aparecidos en los diferentes tipos y diseños de centrales nucleares, si bien en los primeros años de su publicación hay muchos Boletines y Cartas Genéricas meramente administrativos. Los temas objeto de Boletines y Cartas Genéricas de la USNRC fueron tratados, asimismo, en muchos casos, por el suministrador principal en sus comunicaciones a las centrales.

El titular viene analizando tanto las Cartas Genéricas como los Boletines desde 1983, de acuerdo con una ITC incluida en su Autorización de Explotación y otras equivalentes de permisos anteriores, y remitiendo el informe anual de nueva normativa con sus conclusiones desde entonces. En la pasada RPS, CN Vandellós II envió los análisis de todas las GL y Bulletins emitidos entre 1983 y diciembre de 1998 y esa documentación fue evaluada por el CSN.

Por ello, el conjunto de Generic Letters y Bulletin consideradas en la NAC han sido todos los emitidos con anterioridad a ese periodo: desde su origen hasta 1983.

En la RPS (que se presentará en julio de 2009) se incluirán los listados de los análisis ya presentados en los informes anuales sobre aplicabilidad de nueva normativa de los pasados 10

años: de 1999 a 2008 y su evaluación, de la que no se esperan resultados relevantes al haberse ido revisando sistemáticamente, sin embargo se enmarcará en la evaluación general de la RPS.

c) NRC Regulatory Guides

La USNRC comenzó a emitir guías reguladoras (RGs) en 1970. Esta normativa establece los métodos considerados aceptables por la USNRC para abordar aspectos diversos de seguridad nuclear y admite la resolución de dichos aspectos por métodos alternativos, siempre y cuando estén convenientemente justificados. Los aspectos de seguridad nuclear tratados están relacionados con el diseño, la fabricación, la construcción, el montaje, la puesta en marcha y la operación de las centrales nucleares, así como, con el desarrollo de metodologías de análisis. Algunas Guías Reguladoras están asociadas a los Criterios Generales de diseño y proporcionan un mayor grado de detalle en cuanto al significado de los mismos.

Las guías reguladoras no han estado incluidas en el informe anual de nueva normativa que envía la central por no estar requeridas en el mismo..

Las RGs cuyo análisis incluye el titular en la actual RPS, las emitidas entre 1999 y 2008, podrían evaluarse dentro de la revisión de la RPS, pero las consideradas especialmente significativas se han extraído para incluirlas en la NAC, a fin de disponer de tiempo adicional, tanto el titular como el CSN, para su análisis y evaluación detallados.

Asimismo se ha considerado necesario revisar algunas RGs, ya incluidas en la primera RPS con período cubierto entre 1970 y 1998, que presenta mayor potencial de mejoras en la seguridad a la luz de los conocimientos y experiencia ganados en los diez años transcurridos desde la anterior RPS.

d) La procedente de otros países (u organismos) diferentes de EE.UU. que identifique el CSN

De acuerdo con la revisión 1 de la Guía 1.10 del 2007, hay otro tipo de normativa que debe considerarse para su posible inclusión en la NAC, como la normativa del OIEA. Se establece que se incluirán en la NAC aquellos Códigos y Guías de Seguridad del OIEA que el CSN solicite expresamente.

A este respecto, hay que señalar que el proyecto WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) tiene como objetivo emitir regulaciones nacionales que cubran todas las normas del OIEA consideradas significativas para la seguridad de las instalaciones nucleares y, por tanto, incluidas en los términos de referencia WENRA. España, como los demás países miembros de WENRA, se ha comprometido a cumplir con ese objetivo en el año 2010, por lo que tiene en curso un amplio programa de emisión de Instrucciones del CSN que se encuentran en diferentes fases de elaboración o revisión.

Dado que las Instrucciones que se emitan le serán de aplicabilidad a CN Vandellós II, del mismo

modo que a las demás instalaciones que se indiquen en el apartado sobre ámbito de aplicación, no se ha considerado conveniente incluir tales normas dentro de la NAC.

Adicionalmente, se han incluido documentos que no cumplen ninguno de los criterios anteriores (por ejemplo, normas IEEE, alguna GL ya incluida en la primera RPS, etc.) que las áreas especialistas del CSN han considerado de interés por su particular conocimiento de las mismas.

### **3.- PROCESO DE ELABORACIÓN DE NORMATIVA DE APLICACIÓN CONDICIONADA EN CN VANDELLÓS II**

De acuerdo con la revisión 1 de la Guía 1.10 , corresponde al CSN identificar los documentos que se requerirá analizar detalladamente al titular de la central.

El proceso de selección de la normativa que debería incluirse en la NAC ha sido largo y laborioso y se ha realizado manteniendo una interacción sistemática con el titular.

A tal fin, en noviembre de 2007, el Jefe de Proyecto de CN Vandellós II envió a las áreas especialistas una selección inicial de las guías reguladoras candidatas a su análisis de NAC, con el alcance indicado en el apartado anterior. El filtrado del Jefe de Proyecto se limitó a eliminar aquellas que claramente no aplicaban por la tecnología, por ejemplo las referidas a reactores BWR, o sobre sistemas no instalados en CN Vandellós II, o bien porque ya se encontraban contempladas en la base de licencia de la central. Se priorizaron las guías reguladoras porque todos los participantes en este proceso son conscientes de que son el tipo de documento de cuyo análisis pueden derivarse más mejoras y más importantes.

Las áreas especialistas respondieron al Jefe de Proyecto entre diciembre de 2007 y enero de 2008. Básicamente, eliminaron parte de los ítems incluidos por el Jefe de Proyecto, ya que tenían conocimiento detallado de su no aplicabilidad a CN Vandellós II o de que el tema estaba adecuadamente resuelto. Además, las áreas propusieron la inclusión de algunos ítems adicionales.

El 22 de febrero de 2008 se mantuvo una reunión de la SCN y las Áreas especialistas con el titular en la que se identificaron las guías reguladoras susceptibles de ser analizadas en el proceso de análisis NAC emitidas entre 1999 y 2008. También se identificaron aquellas que suscitaban alguna duda de su aplicación a la central, y que el titular analizaría más en detalle hasta su clarificación para incorporarse o no en su base de licencia. El resultado de esta reunión está plasmado en el anexo a la carta de la DSN de referencia CSN-C-DSN-08-34 de fecha 7 de marzo de 2008 (nº de registro 1555).

Como consecuencia de este proceso, el 8 de abril de 2008 (nº de registro 2282), se envió al titular la carta de la DSN ref<sup>a</sup> CSN-C-DSN-08-55 en que se listaban las RGs que a criterio del CSN debían ser considerados en el proceso NAC, para que expusieran su posición razonada sobre cada una de ellas.

Asimismo, en la reunión del 22 de febrero mencionada, se trataron también de los “Bulletins y

Generis Letters” de la NRC repitiéndose, para ambos ítems, el proceso realizado con las guías Reguladora. Como resultado del mismo, el 13 de junio de 2008 se envió al titular la carta de la DSN referencia CSN-C-DSN-08-93 (nº de registro 4113), en la que se listaban los ítems que a criterio del CSN debían ser considerados en el proceso de análisis NAC.

En respuesta a las cartas anteriores, CN Vandellós II envió informes analizando la susceptibilidad de cada ítem de ser incluido o no en las bases de licencia de la central, adjuntados a las cartas siguientes:

- CNV-L-CSN-4867 (nº de registro 40729 y fecha 5 de junio de 2008) y CNV-L-CSN-4944 (nº de registro 41356 y fecha 4 de noviembre de 2008) con los informes de los análisis de aplicabilidad de cada una de las Guías Reguladoras identificadas en la primera carta de la DSN citada
- CNV-L-CSN-4901 (nº de registro 41011 y fecha 4 de agosto de 2008), con los informes de los análisis de aplicabilidad de cada Generic Letter, Bulletin e IEEE citados en la segunda carta de la DSN.

Estos informes fueron evaluados por las áreas especialistas, cada cual en las materias de su competencia y documentadas sus conclusiones preliminares mediante Notas de Evaluación Técnica (NET) o Informes de Evaluación Técnica (IEV).

La posición final de cada Área especialista involucrada en el proceso de análisis NAC, plasmada en los citados IEV y NET, se relaciona en el apartado 5 del presente informe.

Recientemente, el 23 de febrero de 2009, se mantuvo una reunión técnica entre el CSN y el titular en donde se comentaron las posiciones técnicas alcanzadas en las evaluaciones realizadas, elaborándose la correspondiente Nota de Reunión. En el anexo a la Nota, figura la información adicional aportada por el titular como respuesta a las posiciones plasmadas por las Áreas en sus documentos de evaluación preliminar mencionados. La Nota de Reunión está adjuntada a la carta de la DSN del CSN, de referencia CSN-C-DSN-09-52, de fecha 3 de marzo de 2009 (nº de registro de salida 1944).

Como resultado de la información adicional aportada por el titular en la reunión y, en ciertos casos, la modificación de su posición, reflejados en la citada nota de reunión, las áreas especialistas han revisado, en ellos, sus IEV o NET.

En el apartado 5 de esta propuesta se exponen los resultados de aplicar este proceso a cada uno de los ítems evaluados.

#### **4.- INFORMES DE EVALUACIÓN**

- **SISTEMAS ELÉCTRICOS Y DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL**

- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/INEI/VA2/0809/349, revisión 0 y suplementos 1 y 2 a la NET. "Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II. Análisis de Guías Regulatoras".
- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/INEI/VA2/08/339 "Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II. GLs y Boletines de la USNRC".

- **SISTEMAS NUCLEARES**

- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/SINU/VA2/0708/334 "Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada aplicable a C.N. Vandellós II: Guías Regulatoras".
- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/SINU/VA2/0811/343 "Evaluación de Normativa de Aplicación Condicionada aplicable a C.N. Vandellós II: Guías Regulatoras (continuación)".
- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/SINU/VA2/0808/336 "Evaluación de la normativa de aplicación condicionada aplicable a C.N. Vandellós II: GLs y Boletines USNRC".
- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/SINU/VA2/0903/355 Evaluación de la información adicional del titular en respuesta a las conclusiones de evaluación del análisis de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II.
- Δ Nota de evaluación técnica CSN/NET/SINU/VA2/0903/356 Alcance del análisis de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II (revisión de la NET VA2/0903/355).

- **SISTEMAS MECÁNICOS**

- Δ Notas de evaluación técnica CSN/NET/IMES/VA2/0806/329 y 0902/352 "Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II. Guías Regulatoras de la USNRC.

- **SISTEMAS AUXILIARES—AGUA DE REFRIGERACIÓN**

- Δ Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/ISAM/VA2/0812/346 "Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II, en relación con los sistemas de agua de refrigeración".

- **SISTEMAS AUXILIARES—VENTILACIÓN**

- Δ Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/ISAM/VA2/0812/347 "Evaluación de la Normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Vandellós II, en relación con los sistemas de ventilación.

- **APS Y FACTORES HUMANOS**

- Δ Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/APFU/VA2/0812/344 “Evaluación de la normativa de aplicación condicionada (NAC). RPS de Vandellós II”

- **GARANTÍA DE CALIDAD**

- Δ Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/GACA/VA2/0812/348 Revisión relativa a la documentación de C. N. Vandellós II de la normativa de aplicación condicionada (NAC). RPS de C.N.Vandellós II

- **SISTEMAS DEL NÚCLEO**

- Δ Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/INNU/VA2/0809/338 “Revisión de documentación relativa a Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) en C.N. Vandellós II. Generic Letters y Boletines de la USNRC”

- Δ Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/INNU/VA2/0812/345 “Revisión de documentación relativa a Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) en C.N. Vandellós II. Guías Regulatoras de la USNRC.

- **CIENCIAS DE LA TIERRA**

- Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/CITI/VA2/0902/351, Revisiones 0 y 1, “Identificación de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) relativa al emplazamiento y asociada a la operación de C.N. Vandellós II.

## **5.- EVALUACIÓN REALIZADA**

A continuación se describe la evaluación realizada por el CSN, en las diferentes disciplinas, de la posición manifestada por el titular, junto con las conclusiones finales de los expertos del CSN sobre la conveniencia de requerir formalmente al titular de C.N. Vandellós II el análisis detallado de la normativa seleccionada

## 5.1.- NORMATIVA SOBRE SISTEMAS ELÉCTRICOS Y DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL

Las guías reguladoras que afectan al Área de sistemas eléctricos y de instrumentación son las siguientes:

- **RG 1.9 Rev. 4 (2007)** “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generator in Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.32 Rev. 3 (2004)** “Criteria for Power Systems for Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.63 Rev. 3 (1987)** “Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.75 Rev. 3 (2005)** “Criteria for Independence of Electric Safety Systems”.
- **RG 1.97 Rev. 4 (2006)** “Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Plants”.
- **R.G. 1.118, REV. 3, 1995.** “Periodic testing of electric power and protection systems”
- **RG 1.152 Rev. 2 (2006)** “Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.153 Rev. 1 (1996)** “Criteria for Safety Systems”.
- **RG 1.168 Rev. 1 (2004)** “Verification, Validation, Reviews, and Audits for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.169 Rev. 0 (1997)** “Configuration Management Plans for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.170 Rev. 0 (1997)** “Software Test Documentation for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.171 Rev. 0 (1997)** “Software Unit Testing for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.172 Rev. 0 (1997)** “Software Requirements Specifications for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.
- **RG 1.173 Rev. 0 (1997)** “Developing Software Life Cycle Processes for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”.

El resumen de la evaluación se presenta a continuación.

### Guías reguladoras (RG)

**R.G. 1.9, Rev. 4, 2007.** “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants”.

La posición reguladora en esta RG endosa la norma IEEE-387-1995 e incluye dos aspectos básicos, por un lado trata las pruebas a realizar a los generadores diesel de emergencia (GDEs) y por otro lado trata ciertos aspectos sobre diseño.

En las bases de licencia de CN Vandellós II el titular indica que incluye la revisión 2 de 1979 de esta RG, , la cual endosa la IEEE Std 387-1977, y refleja adicionalmente que, en lo que concierne a las pruebas de los generadores diesel, se cumple la revisión 3 de la RG, que endosa la IEEE Std 387-1984.

En su análisis de cumplimiento con la RG 1.9, el titular aporta información en relación con diferentes aspectos del diseño actual de los generadores diesel de emergencia de CN Vandellós II, así como del programa de pruebas que se realiza sobre los mismos.

La evaluación concluye que el programa de pruebas de la central responde globalmente a lo establecido en esta RG. En este sentido no se estima necesario la realización de actuaciones adicionales al respecto dentro del proyecto NAC. No obstante, se consideró necesario solicitar al titular información adicional a la aportada en su informe en relación a aspectos tales como:

- IEEE Std 387, apartado 4.2.2 “Operation”, en lo que concierne a funcionamiento del generador diesel sin carga o a baja carga.
- IEEE Std 387, apartado 4.5.4 “Protection”, fundamentalmente en lo que concierne a anunciadores y alarmas de las protecciones existentes de sobrevelocidad, protección diferencial, y la protección de segundo orden de sobreintensidad con frenado de tensión, y a las características de diseño requeridas a la circuitería de los baipases, así como lo reflejado al respecto en la RG 1.9, apartado C.1.8 en relación con el diseño de los circuitos de baipás

El titular envió posteriormente esta información, que se encuentra incluida en el anexo a la Nota de Reunión (CSN-C-DSN-09-52) y se considera adecuada.

No obstante, en lo referido a programas de pruebas de generadores diesel, se considera que la revisión 4 recoge mejoras que deben tenerse en cuenta para futuras modificaciones de diseño de la central.

**R.G. 1.32, Rev 3, 2004.** “Criteria for power systems for nuclear power plants”.

Mediante esta guía la USNRC endosa la norma IEEE Std 308-2001 “IEEE Standard Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations”, estableciendo su cumplimiento en el caso de solicitudes de construcción de nuevas centrales o solicitudes voluntarias de modificaciones de diseño propuestas por el titular en relación con los aspectos contemplados en el alcance de esta guía.

El alcance de la guía comprende los requisitos aplicables al diseño, operación y prueba de sistemas de potencia relacionados con la seguridad de centrales nucleares.

El titular tiene como base de licencia la revisión 2 de esta guía, publicada en 1977, la cual endosa la versión IEEE Std 308-1974. Con posterioridad, nuevas versiones de la IEEE Std 308 fueron publicadas hasta la fecha, incluyendo las versiones de la IEEE Std 308 de 1978, 1980 y 1991.

En su análisis de cumplimiento con esta guía, el titular se limita a la identificación de una serie de aspectos generales del diseño del sistema de distribución eléctrica de clase 1E (clase de seguridad) de la central.

La IEEE-308 constituye el documento fundamental en lo relativo a los criterios aplicables a los sistemas eléctricos de emergencia. Esta norma, en sus sucesivas revisiones ha incorporado aspectos relativos a circuitos exteriores, generadores diesel, vigilancia de la calidad del suministro interno, etc.

La evaluación concluye que 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.

**R.G. 1.63, Rev. 2, 2003.** “Electric penetration assemblies in containment structures for Nuclear Power Plants”

Mediante esta guía, la USNRC endosa la norma 317-1983 “IEEE Standard for Electric Penetrations Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations”. De las 7 posiciones reguladoras contempladas en la revisión 2 de la RG, las posiciones C.2 a C.6 han sido incorporadas en esta nueva versión de la IEEE, la posición C.7 ha sido eliminada en la nueva revisión 3 de esta RG y la posición C.1 ha sido sustituida por una nueva posición reguladora, lo que constituye la única diferencia con respecto a la revisión 2. En esta posición reguladora se establece que las protecciones de los circuitos eléctricos externos a la penetración deben cumplir con lo establecido en el apartado 5.4 de la norma IEEE Std 741-1986 “Criteria for the Protection of Class 1E Power Systems and Equipment in Nuclear Power Generating Stations”.

En su análisis de normativa NAC, el titular analiza el impacto de los cambios introducidos en la nueva revisión de la guía, si bien no incorpora ninguna información en relación con la situación de la central en relación con lo establecido en el apartado 5.4 de la norma IEEE Std 741. Este aspecto será supervisado mediante el programa de inspecciones del CSN.

La evaluación concluye que el titular deberá considerar la revisión 3 de la RG 1.63 en modificaciones futuras a implantar en la central que entren dentro del alcance de lo establecido en la guía.

**R.G. 1.75, Rev. 3, 2005.** “Physical independence of electrical safety systems”

La revisión 3 de esta guía endosa la norma IEEE Std 384-1992 “Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits”, identificando una serie de excepciones a la misma y la correspondientes posiciones reguladoras al respecto.

En el caso de CN Vandellós II, la base de licencia de la central es la revisión 2 de la guía, la cual endosa la norma IEEE Std 384 en su versión de 1974. En esta revisión 2 se establece que la citada norma constituye un método aceptable por la USNRC para la demostración del cumplimiento con los criterios de independencia y separación física para los canales de los sistemas de protección contemplados en el apartado 4.6 de la norma IEEE Std 279-1971.

En su análisis, el titular procede a identificar las diferencias existentes entre ambas versiones de la RG 1.75 y de la IEEE Std 384, revisando en qué medida el diseño existente en la central es acorde a aquellos aspectos en que la nueva revisión de la guía difiere de la versión contemplada como base de licencia.

Entre la información aportada cabe destacar que los criterios reflejados de identificación de circuitos como asociados y el diseño de dispositivos de aislamiento existente resulta adecuado, así como el tratamiento como equipo clase 1E (clase de seguridad) de los sistemas auxiliares con impacto en equipos y sistemas 1E. Asimismo, el titular identifica como adecuadas las distancias de separación entre circuitos, cumpliendo con los criterios establecidos en la norma.

La evaluación concluye que es razonable lo expuesto en el análisis del titular en relación con la guía reguladora 1.75 revisión 3, y no se estima necesaria la inclusión de la misma como normativa NAC, si bien se han identificado una serie de aspectos sobre los cuales se considera necesaria una respuesta con información adicional por parte del titular:

- En su análisis de distancias mínimas de separación para el caso de “HAZARD AREAS” se hacen referencia a análisis existentes de riesgo de fallo de tuberías y de riesgo de misiles incorporados en el Estudio de Seguridad. Se considera que el enfoque de estos análisis existentes es diferente al objeto de la IEEE Std 384, y por lo tanto no suficiente. La evaluación determina que el titular habrá de revisar su análisis e incorporar información que dé adecuada respuesta al grado de cumplimiento del diseño de la central con los criterios de las secciones 6.1.6 y 6.1.7 de la IEEE Std 384.
- En su respuesta de análisis NAC, el titular reconoce no haber verificado que en la central se realiza la comprobación de los dispositivos de aislamiento eléctricos cada recarga, tal y como se expone en la posición reguladora C.1 de la RG 1.75 revisión. 3. Al respecto se considera que el titular lleve a cabo esta verificación y aporte la correspondiente información adicional sobre este aspecto.

Posteriormente, el titular envió información adicional en respuesta a las cuestiones planteadas; información que se encuentra recogida en el anexo ala Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-D-DSN-09-52.

Las respuestas dadas por el titular se han evaluado y se ha concluido que de ellas se desprende que el diseño de la central cubre adecuadamente requisitos indicados en los puntos 6.1.6 y 6.1.7 del IEEE Std 384, en los cuales se establecen criterios de separación aplicables a áreas con riesgo de misiles y áreas de riesgo de rotura de tuberías de alta o moderada energía.

Adicionalmente, también se desprende de las respuestas del titular, que el diseño contempla los criterios para hacer frente a riesgos de rotura de tuberías y misiles, y no se cuestiona la capacidad de la central para hacer frente a tales situaciones. No obstante, en su información adicional, el titular no refleja en qué medida este diseño se acomoda a los criterios específicos de diseño, relativos a limitaciones en el rutado de trenes por estas áreas, identificados en los puntos 6.1.6 y 6.1.7 de la IEEE Std 384. Este aspecto será supervisado en el marco de inspecciones del CSN.

**R.G. 1.97, Rev. 4, 2006.** “Criteria for accident monitoring instrumentation for nuclear power plants”.

Mediante la revisión 4 de esta guía, la USNRC endosa la norma IEEE Std 497-2002, “Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Stations”, identificando una serie de excepciones a la misma y la correspondiente posición reguladora, y hace referencia al incremento en el uso de la instrumentación digital.

En lo relativo a la aplicabilidad de esta nueva revisión para el caso de reactores en operación la USNRC expone que el titular puede optar voluntariamente por realizar modificaciones basadas en la revisión 4 de esta guía. Para mayor aclaración sobre su aplicación, en la BTP 7-10 “Guidance on application of regulatory guide 1.97”, del NUREG-0800 Standard Review Plan Rev. 5, se establece que para centrales con permiso en operación anterior a junio de 2006 las revisiones 2 y 3 de la guía siguen estando vigentes, es decir, para estas centrales la aplicación de la revisión 4 es voluntaria.

En su documento respuesta de análisis NAC, el titular expone que CN Vandellós II tiene como base de licencia la revisión 3 de la guía, que endosa la norma ANSI/ANS 4.5-1980, y razona porque no considera necesario aplicar la revisión 4 en modificaciones futuras. La evaluación considera razonable lo reflejado por parte del titular.

**R.G. 1.118, Rev. 3, 1995.** “Periodic testing of electric power and protection systems”

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 RG 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.

El titular tiene como base de licencia la revisión 2 de 1978 de esta guía reguladora, la cual endosa la IEEE Std 338-1977.

En su análisis, el titular se limita exclusivamente a comparar las posiciones reguladoras establecidas entre las revisiones 2 y 3 de la RG 1.118, no así una comparación entre las versiones de 1977 y 1987 de la IEEE 338, y no se incluye ningún tipo de análisis y valoración al respecto de

la situación de la central en relación con lo establecido en esta RG, y con la revisión de 1987 de la IEEE 338. Tampoco indica el titular nada acerca de la aplicabilidad de esta nueva revisión en modificaciones futuras en la central.

En la evaluación del análisis de esta guía reguladora ha participado, además del Área de Ingeniería de Sistemas Eléctricos e Instrumentación (INEI), el Área de Sistemas Nucleares (SINU), y se han alcanzado las siguientes conclusiones

- El titular procederá a ampliar el análisis presentado en relación con la RG 1.118 revisión 3, mediante información adicional al respecto de en qué medida los actuales programas y procedimientos de prueba existentes en la central contemplan o tienen en cuenta aquellos aspectos novedosos incorporados en la IEEE 338-1987 en comparación con su versión de 1977, entre los que cabría por ejemplo citar los apartados: 6.1.8) a 12), 6.2.9), 6.3.4.1), cumplimiento íntegro con el apartado 6.3.5 “Logic System Functional Test”, así como algunos aspectos adicionales incluidos en los apartados 6.5 y 6.6 (en este caso la referencia a la utilización de la ANSI/ANS 3.2 o equivalente para los procedimientos de prueba) de la citada norma.
- Adicionalmente, el titular debe emitir un análisis más detallado que demuestre la conformidad con la revisión 3 de la guía y, asimismo, con el estándar IEEE 338-1987, en lo relativo a la posición reguladora (1) para comprobar que la indicación asociada a las funciones de seguridad de los sistemas eléctricos y a las funciones de protección de los sistemas de protección esté incluida en las verificaciones periódicas de operabilidad; igualmente, debe comprobarse que los procedimientos de prueba permiten verificar el estado de las conexiones provisionales conforme al punto 3 de la posición reguladora (2).

Posteriormente, el titular ha emitido información adicional en respuesta al cumplimiento con las posiciones reguladoras mencionadas indicadas en las conclusiones de SINU; información que está incluida en el anexo a la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52. Las respuestas del titular han sido evaluadas y se consideran aceptables.

En el anexo a la Nota de Reunión adjuntada a la carta CSN-C-DSN-09-52, queda especificado que el titular abrirá un compromiso, con un plazo cerrado, respecto al envío de información adicional sobre los programas y procedimientos de pruebas existentes en la central. El tratamiento de este aspecto se llevará cabo a través de futuros contactos con el titular.

No obstante, independientemente de lo anterior, la revisión 3 de esta guía será considerada como referencia en futuras modificaciones de diseño, debido a que no está incorporada en la base de licencia.

**R.G. 1.153, Rev. 1, 1996.** “Criteria for safety systems”.

Mediante esta guía, la USNRC endosa la norma IEEE Std 603-1991 “Criteria for Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations” como método adecuado para satisfacer los requisitos reguladores en cuanto al diseño, fiabilidad, calificación y capacidad de prueba de los sistemas eléctricos de potencia, de instrumentación y control de sistemas relacionados con la seguridad de centrales nucleares.

El alcance de la norma IEEE Std 603-1991 es muy amplio, por lo que un análisis en profundidad de cumplimiento con la misma requeriría una revisión de todos los sistemas de seguridad de la central. En el 10 CFR50.55a (h) “Codes and Standards – Protection and Safety Systems” se establece que el cumplimiento de los sistemas de seguridad con esta norma es requerido únicamente para las centrales americanas con permisos de construcción y licencia de operación posterior a 1999, siendo de aplicación voluntaria para centrales de fechas anteriores, para las cuales los requerimientos aplicables son los contemplados en la norma IEEE Std 279 “Criteria for Protection Systems for Nuclear Power Generating Stations.

El análisis del titular se limita exclusivamente a señalar que la IEEE 603 no es de obligado cumplimiento para CN Vandellós II, que está licenciada con la IEEE Std 279, sin añadir ninguna valoración sobre la situación de la central en relación con la IEEE 603 ni la aplicabilidad de la misma en modificaciones futuras en la central.

Aunque en la evaluación se concluye que no es exigible a CN Vandellós II la aplicabilidad de la RG 1.153 revisión 1 y la IEEE Std 603, se estima, no obstante, que el análisis de cumplimiento del diseño de la planta con respecto a lo requerido en estas normas podría dar lugar a la identificación de mejoras beneficiosas para la seguridad de la central, y bajo este prisma se considera apropiado incluir esta RG como normativa NAC de cara a llevar a cabo un análisis de cumplimiento con la misma, aunque con un alcance acotado, con el objeto de valorar la envergadura de posibles mejoras consecuencia de este análisis, y en su caso extender el mismo a otros sistemas adicionales.

En línea con lo anterior, se propone la selección, como sistema objeto de este análisis, del sistema de aislamiento de la ventilación de los diversos edificios (y la conexión de la ventilación de emergencia, cuando sea aplicable)

### **Guías reguladoras relativas al uso de sistemas digitales**

Dentro de la lista de guías reguladoras a analizar por C.N. Vandellós II, las siguientes son referidas al uso de sistemas digitales en sistemas de seguridad en centrales nucleares:

- **R.G. 1.152, Rev. 2, 2006.** “Criteria for digital computers in safety systems of nuclear power plants”
- **R.G. 1.168, Rev. 1, 2004.** “Verification, validation, reviews, and audits for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

- **R.G. 1.169, Rev. 0, 1997.** “Configuration management plans for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”
- **R.G. 1.170, Rev. 0, 1997.** “Software test documentation for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”
- **R.G. 1.171, Rev. 0, 1997.** “Software unit testing for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”
- **R.G. 1.172, Rev. 0, 1997.** “Software requirements specifications for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”
- **R.G. 1.173, Rev. 0, 1997.** “Developing software life cycle processes for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

Para cada una de estas guías, el titular expone en su análisis un planteamiento bastante similar en cuanto a la aplicabilidad de las mismas, reflejando que la Dirección de Servicios Técnicos de la Central está elaborando el procedimiento PST-44 “Modificaciones de diseño y gestión de la configuración de sistemas digitales de proceso”, el cual está basado en la Guía UNESA CEN-6 Rev. 0 de 2002 “Guía para la implantación de sistemas digitales en centrales nucleares”, pero no refleja ninguna postura en relación al tratamiento específico de estas RGs para la central.

La evaluación concluye que es adecuada la utilización de la Guía UNESA como base para la elaboración de metodologías propias de la central para la implantación de modificaciones de diseño que incorporen equipos digitales, si bien, en estos casos han de ser aplicadas las citadas guías reguladoras de la USNRC, en el licenciamiento de las mismas.

En este sentido, conviene aclarar que las RGs, junto con las normas IEEE endosadas por ellas, proporcionan requisitos para cumplir con partes específicas de las regulaciones de la USNRC, alcanzando un grado de concreción mayor que el establecido en la guía UNESA. Por lo tanto, se considera necesario la utilización de estas guías en evaluaciones de modificaciones que impliquen uso de tecnología digital en sistemas de seguridad, a no ser que el titular proponga o haya establecido un método alternativo para cumplir con lo especificado en la regulación.

### **Boletines y Normas**

Los boletines (BL) y normas que afectan a los sistemas eléctricos y de instrumentación dentro del proceso de análisis NAC son los siguientes:

- **BL-74-09.** “Deficiency in General Electric Model 4kV Magne-Blast Breakers”.
- **BL-76-02.** “Relay Coil Failures – GE Type HFA, HGA, HKA, HMA Relays”.
- **BL-76-03.** “Relay Malfunctions – GE Type STD Relays”.
- **BL-77-02.** “Potential Failure Mechanism in Certain Westinghouse (W) AR Relays with Latch Attachments”.
- **BL-79-11.** “Faulty Overcurrent Trip Device in Circuit Breakers for Engineered Safety Systems”.
- **BL-80-16.** “Potential Misapplication of Rosemount Models 1151 and 1152 Pressure Transmitters with Either “A” or “D” output codes”.

- **BL-80-20.** “Failures of Westinghouse Type W-2 Spring Return to Neutral Control Switches”.
- **BL-83-08.** “Electrical Circuit Breakers With Undervoltage Trip in Safety-Related Applications other than the Reactor Trip System”.
- **Norma IEEE Std 765 “IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS)”**

A continuación se exponen los resultados de la evaluación realizada:

- En la evaluación se considera aceptable el análisis realizado por el titular y la consideración de no aplicabilidad del boletín en el caso de CN Vandellós II, para los boletines siguientes: BL-74-09, BL-76-02, BL-76-03, BL-77-02, BL-79-11, y BL-80-20
- En lo que concierne al **boletín BL-77-02**, la conclusión anterior para este boletín, estaba condicionada a la confirmación de que no existieran en la central dispositivos como los considerados en el alcance de este boletín, utilizados en aplicaciones de seguridad. La carta de referencia CNV-L-CSN-4928 del titular (CSN-C-DSN-09-52), confirma este punto, lo que supone la no aplicabilidad de este boletín a C. N. Vandellós II.
- En relación con el **boletín BL-80-16**, el análisis del titular sobre NAC, no aclaraba si a los transmisores de la central, consignados en códigos de almacén de C. N: Vandellós II, de los tipos contemplado en el boletín, les aplicaban las directrices que incluye el mismo...

En la información adicional aportada recientemente por el titular, incluida en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, el titular aclara la utilización en la central de los dispositivos identificados en el boletín.

El titular confirma que, en su carta de referencia CNV-L-CSN-4901, ya se indicaba que se había identificado la existencia de tres códigos de almacén correspondientes a transmisores del modelo 1151 y otros tres del modelo 1152 y que, de acuerdo con las verificaciones efectuadas en las fichas técnicas de estos equipos, sólo el modelo de transmisor 1152 se estaría utilizando en las aplicaciones relacionadas con la seguridad. Para estos dispositivos, el titular justifica la imposibilidad de que pudiesen estar sometidos a las sobrepresiones que darían lugar a las indicaciones erráticas citadas en el boletín.

Por otra parte, en la información adicional aportada, el titular confirma que de acuerdo con la investigación efectuada en su día, los tres códigos de almacén asociados al transmisor Rosemound, modelo 1151, no corresponden a equipos relacionados con la seguridad.

Por lo tanto no se requiere ningún análisis adicional de este boletín.

- En relación con el **boletín BL-83-08**, el alcance del análisis del titular es insuficiente puesto que se ha centrado exclusivamente en la comprobación de la no utilización de

interruptores de Westinghouse en aplicaciones relacionadas con la seguridad de la central diferentes de las de disparo del reactor. El boletín expone que su aplicación es extensible a otros tipos de interruptores de otros fabricantes, además de los expresamente citados, con dispositivos de disparo por bobina de bajo voltaje.

En la información adicional aportada por el titular, incluida en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, el titular completa el análisis realizado. En ella indica que en su carta de referencia CNV-L-CSN-4901, ya comunicó al CSN la inexistencia de interruptores Westinghouse, equipados con bobina de disparo por bajo voltaje, que se estuviesen utilizando en aplicaciones relacionadas con la seguridad, salvo los de disparo del reactor. Y esta información la completa con la verificación de que tampoco ha identificado la existencia de interruptores de otros fabricantes, equipados con bobina de disparo por bajo voltaje, que se estén utilizando en aplicaciones relacionadas con la seguridad.

Por lo tanto no se requiere ningún análisis adicional de este boletín.

- En cuanto a la norma IEEE Std 765, se considera razonable el análisis realizado por el titular en lo que se refiere al sistema de suministro preferente de corriente alterna, y la conclusión del cumplimiento del diseño existente en la central desde un punto de vista general, conceptual y atendiendo a los criterios generales de diseño contemplados en la misma.

## 5.2 NORMATIVA SOBRE SISTEMAS NUCLEARES

La normativa que afecta a los sistemas nucleares de seguridad dentro del proceso NAC es la siguiente:

- **RG-1.53, Rev. 2, 2003** “Application of the Single-Failure Criterion to Safety Systems”
- **RG-1.105, Rev. 3, 1999** “Instrument Setpoints for Safety-Related Systems”
- **RG-1.118, Rev. 3, 1995** “Periodic Testing of Electric Power and Protection Systems” (analizada conjuntamente con el Área de Sistemas Eléctricos y de Instrumentación , apartado 5.1)
- **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”
- **GL 80-14** “LWR Primary Coolant System Pressure Isolation Valves”
- **GL 80-21** “IEB 80-05 Vacuum Condition Resulting in Damage to Chemical Volume Control System (CVCS) Holdup Tanks”.

A continuación se resumen las evaluaciones realizadas sobre los análisis del titular:

### **Guías Regulatoras**

#### **RG-1.53 Rev. 2, 2003** “Application of the Single-Failure Criterion to Safety Systems”

La RG-1.53 en su revisión 0 de junio de 1973 endosaba la IEEE 379-1972 como guía aceptable, salvo cuatro posiciones reguladoras establecidas en la misma RG, para la aplicación del criterio de fallo único, cuyo cumplimiento se establece en la sección 4.2 del citado estándar IEEE 279-1971.

Posteriormente, en octubre de 2003, la revisión 1 de la RG-1.53 endosaba el estándar IEEE 379-2000 como guía de aplicación del criterio de fallo único a las partes eléctrica y de instrumentación y control de los sistemas de seguridad.

Sólo un mes después, en noviembre de 2003, se emitió la revisión 2 de la misma guía, que mantenía la validez del estándar IEEE-379-2000, pero limitando el alcance de su aplicación a los sistemas de protección, como subconjunto de los sistemas de seguridad.

En el caso de Vandellós II, su base de licencia recoge el cumplimiento con la revisión 0 de la RG-1.53, acogiéndose por tanto al estándar IEEE 279-1971 en lo que respecta al criterio de fallo único aplicado a los sistemas de protección. Sin embargo, este contenido, junto con lo aportado por el titular, no permite concluir que se haya verificado la conformidad con las posteriores revisiones 1 y 2 de la RG-1.53.

El alcance de la revisión 2 de esta guía, aplicable a los sistemas de protección como subconjunto de los sistemas de seguridad, engloba todos los dispositivos mecánicos, eléctricos y circuitos involucrados en la generación de señales asociadas a la función de protección, desde los sensores hasta los dispositivos finales de actuación, e incluyendo las porciones mecánicas de interfase, como por ejemplo los “tubbings” de instrumentación. Estos elementos no estaban contemplados en la revisión anterior, sino que son incluidos por el nuevo estándar IEEE 379-2000, endosado en la revisión 1 de de la RG como guía de aplicación del criterio de fallo único.

Como posición final, se considera que el titular debe emprender un análisis más profundo que el remitido en su respuesta al CSN, con el fin de verificar que el diseño de los sistemas de protección actualmente instalado en la central está conforme 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 al aspecto señalado.

#### **RG-1.105 Rev. 3, 1999** “Instrument Setpoints for Safety-Related Systems

La revisión 3 de la RG-1.105 endosa la parte 1 del estándar ISA-S67.04-1994 “Setpoints for Nuclear Safety-Related Instrumentation” como guía aceptable, salvo 4 posiciones reguladoras, para garantizar que los puntos de tarado de esta instrumentación se han establecido y se mantienen dentro de lo requerido en las normas identificadas.

Esta nueva revisión de la guía introduce un matiz importante al mencionar explícitamente que el método es idóneo para otra instrumentación que, no siendo de seguridad, esté relacionada con el mantenimiento de los límites establecidos en las ETFs. Esto incluiría, a modo de ejemplo, la

instrumentación para emprender acciones de procedimientos de operación de emergencia (POEs), la que permita verificar las condiciones límite de operación (CLO) y cualquiera asociada al cumplimiento con la RG-1.97 “Instrumentation for Light Water Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident”.

El titular indica en su análisis que la base de licencia recoge la revisión 1 de la RG-1.105, de 1976; explica, asimismo, que se han acometido procesos de actualización de la metodología de determinación de los puntos de tarado de la instrumentación, el último de los cuales se realizó con el mini-aumento de potencia y se documentó en el WENX-01-22, revisión 2 de julio de 2004.

Igualmente, el titular indica que esta metodología se aplica a la instrumentación asociada a las instrucciones de los POEs y al sistema de protección contra sobrepresiones en frío (COMS), como se recoge en los documentos respectivos WENX-98-16, revisión 5 de noviembre de 2003 “Emergency Recovery Guidelines Setpoint Values” y WENX-91-41, rev.2 de abril de 2001 “Setpoint Analysis for the Cold Overpressure Mitigation System”.

Como posición final, se considera necesario que el titular amplíe 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 postaccidente, en su edición incluida en su base de licencia.

### **Cartas Genéricas (GL)**

**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”:

Mediante estas cartas se requieren análisis para demostrar la operabilidad de las válvulas de aislamiento de la contención de los sistemas de purga y venteo, de forma que se asegure el cierre estanco de las mismas en las condiciones del accidente base de diseño (ABD), así como su resistencia estructural frente a la contrapresión esperada en el recinto en esas circunstancias. El alcance del análisis se especifica en la GL 79-046, ampliado mediante la BTP CSB 6-4 y el IE Bulletin 79-01A. Además, la GL 79-054 establece medidas compensatorias hasta completar dichos análisis de operabilidad.

En su análisis el titular concluye que el cumplimiento de los requisitos de operabilidad de las válvulas de aislamiento recogido en estas cartas genérica está contemplado en el Estudio de Seguridad y en las ETFs de la central, y que por tanto, estas normas no introducen ningún requisito que no esté recogido en el diseño del sistema.

Como resultado de la evaluación, el titular debe ampliar la información aportada en su día mediante la carta CNV-L-CSN-3038 del 22-12-99 para adecuar el estudio realizado para las válvulas de purga de baja capacidad de Ascó al caso específico de VA2, con el fin de identificar los márgenes disponibles en las condiciones ambientales de accidente de esta central. Dicho análisis

deberá contemplar la operabilidad de las válvulas que puedan abrirse en operación normal, tanto las de 8” como las motorizadas de 4”, o bien justificar su exclusión.

Asimismo, debe aportarse 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 citado boletín y que afectan a las solenoides de las válvulas piloto del actuador

Adicionalmente, debe justificarse la aparente inconsistencia entre la EF 3/4.6.1.8.b de VA2 y el NUREG-0452, ya que la limitación temporal de apertura de las válvulas del sistema de purga en los modos 1 a 4 está requerida en las GL analizadas y no contemplada en las EF del titular. Asimismo, 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 EF.

Posteriormente, se ha recibido en el CSN información adicional del titular en respuesta a las conclusiones de la evaluación; información que está incluida en el anexo de la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-DSN-09-52.

Tras cotejar dicha información, se confirma que existen aspectos pendientes de análisis y otros aspectos sobre cuya resolución puede haber discrepancia respecto a las posiciones del titular, por lo que finalmente se mantienen las conclusiones alcanzadas en la evaluación del análisis del titular indicadas más arriba.

#### **GL 80-14 “LWR Primary Coolant System Pressure Isolation Valves”**

Esta carta genérica informa sobre el escenario de LOCA (accidente de pérdida de refrigerante del reactor) de interfase que se produciría como consecuencia del fallo de la barrera de aislamiento de la presión entre el RCS (sistema de refrigerante del reactor) y otros sistemas de baja presión de diseño, según el “Reactor Safety Study WASH-1400”. Dada la importante contribución al riesgo de este tipo de accidente, se establece la necesidad de realizar un análisis específico del diseño y disposición de las válvulas que realizan la función de aislamiento intersistemas frente a la potencialidad del LOCA. Dicho análisis no debe limitarse a los sistemas indicados (RCS y sistema de inyección de seguridad de baja presión), sino a todos aquellos que estén conectados mediante una barrera de aislamiento de presión cuyo fallo pueda suponer la rotura del sistema de menor presión de diseño y la consiguiente pérdida de inventario del RCS (por ejemplo, CVC (sistema de control de volumen) – RHR (sistema de evacuación calor residual como sistema de inyección de seguridad de baja presión), postulando la rotura de la conexión del RHR al colector de aspiración de las bombas del CVC).

El titular, en su análisis, justifica el cumplimiento de los requisitos de esta carta genérica en base a las ETFs específicas de C. N. Vandellós II para determinar la operabilidad de este tipo de válvulas instaladas en la central.

En la evaluación se ha verificado que las ETFs de la central contemplan las válvulas incluidas en el diseño de la central, cuya función es realizar la barrera de presión entre el RCS y los sistemas RHR, acumuladores del sistema de inyección de seguridad, conexión a las bombas del tanque de drenajes del RCS y válvulas de solenoide del venteo de la tapa de la vasija. Sin embargo, no se incluye ninguna justificación sobre la exclusión, en su análisis, de las conexiones entre el RCS y el

sistema de toma y análisis de muestras radiactivas (sistema KK), y las conexiones de 1/2" entre las juntas de la tapa de la vasija y el tanque de drenajes del RCS, por lo que se considera necesario que el titular aporte la esta información.

Por otro lado, el alcance del análisis presentado se limita a la interconexión entre el RCS y otros sistemas de baja presión; sin embargo, la carta genérica analizada establece la necesidad de ampliar este alcance a otros sistemas. De acuerdo con ello, se considera necesario que el titular analice la potencial interconexión del CVC con otros sistemas de baja presión en los términos expresados en la GL 80-014, con el fin de dar pleno cumplimiento a esta norma.

**GL 80-21 IEB 80-05 "Vacuum Condition Resulting in Damage to Chemical Volume Control System (CVCS) Holdup Tanks"**

Esta carta genérica informa del riesgo de la liberación de radiactividad como consecuencia de la rotura de tanques desprovistos de protección contra condiciones de vacío que pudieran producirse por fallos o maniobras inadecuadas. Para evitar esta situación se requiere una revisión del diseño para identificar los tanques que puedan trabajar en depresión y que reciban aportación de fluidos del RCS (sistema del refrigerante del reactor) e identificar las medidas correctoras adoptadas en cada caso.

El análisis del titular contempla esta posibilidad en el tanque de control de volumen (TCV), el cual no dispone de válvulas rompedoras de vacío pero se encuentra presurizado con una atmósfera de hidrógeno con aporte automático para el mantenimiento de la presión. El titular en su análisis también analiza el fallo que condujese a una pérdida de nivel en este tanque e indica las acciones que se producirían para contrarrestar las consecuencias del fallo.

El diseño del titular incorpora los tanques de drenajes de equipos (TDE, HE-T02) y de drenajes del refrigerante del reactor (TDRCS, HE-T01), que reciben descargas de fluidos radiactivos, como las fugas de empaquetaduras de válvulas o descargas de válvulas de seguridad en líneas de sistemas potencialmente contaminados.

La evaluación concluye en la necesidad de que el titular amplíe su análisis para considerar posibles fallos de las bombas de drenajes de estos tanques o desalineamientos o maniobras inadecuadas que pudieran producir efectos similares a los identificados en la carta genérica analizada.

Recientemente, el titular envió al CSN información adicional en respuesta a la posición final expuesta; información que está incluida en el anexo a la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CN-C-DSN-09-52. En su respuesta, el titular indica que el diseño de los tanques HE-T01 y HE-T02 en cuestión, hace que se descarte razonablemente la posibilidad de ruptura de los mismos por colapso, tal como se indica en la carta genérica analizada.

De acuerdo con lo anterior, se considera satisfecho el cumplimiento con esta norma y, por tanto, excluirse del alcance definitivo de la normativa pendiente de análisis NAC requerido al titular.

### 5.3.- NORMATIVA SOBRE SISTEMAS AUXILIARES

Las guías reguladoras que afectan a los sistemas auxiliares de seguridad son las siguientes:

#### 5.3.1.- VENTILACIÓN

- **RG1.52 Rev.3** “Design, inspection and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere clean up systems in light-water-cooled nuclear power plants”..
- **RG 1.140 Rev. 2** “Design, inspection and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants”.
- **RG 1.196 Rev. 1**, “Control Room Habitability at Light-water Nuclear Power Plants”
- **RG 1.197 Rev.0** “Desmostrating Control Room Envelope Integrity at Nuclear Power reactors”

A continuación se exponen los resultados de la evaluación.

**RG1.52 Rev.3** “Design, inspection and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere clean up systems in light-water-cooled nuclear power plants

La evaluación realizada concluye que el alcance de la aplicabilidad del análisis del titular con respecto a la guía reguladora **RG 1.52**, en su revisión 3, es aceptable, por lo que no se requiere análisis NAC, para esta guía.

**RG 1.140 Rev. 2** “Design, inspection and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants”.

En relación con la **RG1.140** en su revisión 2, tras la evaluación del análisis presentado por el titular, se ha identificado que, en el Estudio de Seguridad (ES) (apartado 1.8.3), la única unidad de filtración a la que aplica esta guía reguladora es la unidad del sistema de filtrado de extracción de baja capacidad de purga. Sin embargo, en la evaluación se considera que, dado que en la central existen otras unidades de filtración que operan en condiciones normales, el titular debe aclarar si sigue vigente lo indicado en este apartado del ES y, en su caso, cuál es la base de licencia para las restantes unidades de filtración diseñadas para operación normal.

Recientemente el titular envió información adicional en respuesta a la posición adoptada tras la evaluación del análisis; información que está incluida en el anexo a la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52. En su respuesta, el titular indica que la única unidad de filtración del diseño de la central afectada por esta guía es la unidad de filtrado CG-AC01 del sistema de extracción de aire del condensador

La respuesta del titular se considera adecuada, por lo que es aceptable que sea la revisión 1 de la guía reguladora 1.140, la que esté incluida en la base de licencia de la central. No obstante, el titular debe hacer una acción adicional, y ésta es que revise el diseño y pruebas de la unidad de filtración CG-AC01 mencionada, de acuerdo con la guía reguladora 1.140 en su revisión 1.

**RG 1.196 Rev. 1**, “Control Room Habitability at Light-water Nuclear Power Plants”

**RG 1.197 Rev.0** “Demonstrating Control Room Envelope Integrity at Nuclear Power reactors”

Con respecto a las guías **RG 1.196** revisión 1, y la **RG 1.197**, revisión 0, la evaluación concluye que sean incorporadas en la base de licencia de la central. Actualmente se está llevando a cabo el licenciamiento de la modificación de diseño motivada por los cambios derivados del nuevo cálculo de infiltraciones en la envolvente de sala de control y de la propuesta de cambio de ETFs correspondiente, sobre la operabilidad del concepto de envolvente de sala de control. Será cuando esté culminado este proceso de licenciamiento cuando el titular deba incorporar estas guías, en las revisiones indicadas, a la base de licencia de C. N. Vandellós II. No es necesario requerimiento alguno en esta sentido, puesto que el propio proceso de licenciamiento lleva inherente este aspecto.

### 5.3.2.- SISTEMAS DE AGUA DE REFRIGERACIÓN

- **R.G. 1.27 Rev. 2 (en comentarios desde 1976)** “Ultimate heat sink for nuclear power plants”
- **R.G. 1.13, Rev. 2** “Spent fuel storage facility design basis” (analizada conjuntamente con el Área de Ingeniería de Núcleo -apartado 5.7)

A continuación se exponen los resultados de la evaluación.

**R.G. 1.27** “Ultimate heat sink for nuclear power plants”

La R.G. 1.27 trata los requisitos relativos al Sumidero Final de Calor, forma parte de la base de licencia de C.N. Vandellós II, por lo que sus requisitos se encuentran incorporados en las bases de diseño del sistema de agua de servicios esenciales (EF). Esta guía reguladora se encuentra en revisión 2 (para comentarios) desde 1976 por lo que no es necesario que C.N. Vandellós II revise su contenido, ni considere su aplicación en ninguna modificación de diseño futura que afecte a los sistemas indicados, como por ejemplo el diseño y puesta en marcha del sistema de agua de salvaguardias tecnológicas (EJ).

### 5.3.3.- SISTEMAS DE PROTECCIÓN CONTRA INCENDIOS

**R.G. 1.189, Rev. 1 de marzo de 2007** “Fire Protection for operating nuclear power plant”

En la Nota de reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, se indica que el titular, incluirá el análisis de aplicabilidad de esta guía reguladora al diseño de C.N. Vandellós II, dentro del proceso de Revisión Periódica de la Seguridad, que remitirán al CSN antes del 20 de julio de 2009, un año antes de la fecha en que finaliza la validez de la autorización de explotación en vigor, lo que se considera aceptable.

### 5.4 NORMATIVA SOBRE SISTEMAS MECÁNICOS

Las guías reguladoras que afectan a los sistemas mecánicos de seguridad son las siguientes

- **RG-1.29, Rev. 4** “Seismic design classification”
- **RG-1.37, Rev. 1.** “Quality assurance requirements for cleaning of fluid systems and associated components of water cooled nuclear power plants”
- **RG-1.54, Rev. 1.** “Service level I, II, and III protective coatings applied to nuclear power plants”
- **RG-1.61, Rev. 1.** “Damping values for seismic design of nuclear power plants”
- **RG-1.71, Rev. 1** “Welder qualification for areas of limited accessibility”
- **RG-1.92, Rev. 2** “Combining modal responses and spatial components in seismic response analysis”
- **RG-1.99, Rev.2,** “Radiation embrittlement of reactor vessel materials”
- **RG-1.142, Rev. 2** “Safety related concrete structures for nuclear power plants (Other than reactor vessels and containments)”
- **RG-1.154, Rev.0,** “Format and content of plant specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized”

A continuación se exponen los resultados de la evaluación.

**RG-1.29, Rev. 4** “Seismic design classification

Esta guía describe un método aceptable por la NRC para identificar y clasificar las estructuras, sistemas y componentes (en adelante ESC) que han de ser diseñadas para soportar los efectos del Terremoto de Parada Segura (SSE), siendo de aplicación a centrales en operación que propongan iniciar voluntariamente modificaciones de diseño.

C.N. Vandellós II tiene como base de licencia la revisión 3 de la guía e identifica en la documentación remitida al CSN todas las diferencias entre las revisiones 4 y 3 de la R.G. 1.29, excepto la nueva posición 5 por la que se requiere que se utilice la R.G. 1.189 para calificar las ESC de protección contra incendios (PCI) frente al SSE, pero que está asumida por el titular para incorporarla a su base de licencia.

La evaluación concluye que las diferencias entre ambas revisiones implican que la aplicabilidad de la revisión 4 de esta guía sea analizada en modificaciones futuras de la central.

**RG-1.37, Rev. 1.** “Quality assurance requirements for cleaning of fluid systems and associated components of water cooled nuclear power plants”

La R.G. 1.37 describe métodos aceptables para la NRC para cumplir con los requisitos de garantía de calidad sobre limpieza de sistemas de fluidos durante su fabricación, construcción, reparación y modificaciones.

La revisión 1 incorpora una nueva posición reguladora (C.3) que hace referencia a la conveniencia de cumplir con las precauciones que sobre el uso de soluciones de limpieza alcalinas y agentes quelantes que se identifican en las secciones 8.2.2 y 8.2.3 de ASME NQA-1-1994, Parte III, Subparte 3.2. Asimismo se hace referencia a que para los sistemas de acero inoxidable austenítico, debería añadirse al agua de limpieza un inhibidor de corrosión bajo tensión clorado.

El titular en su análisis identifica todas las diferencias entre la revisión 1 de la guía y la anterior, mencionando expresamente la nueva posición reguladora C.3. En cuanto al estado de cumplimiento, no aporta información sobre su grado de cumplimiento actual con la posición reguladora C.3.

El titular completa su posición en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, en que indica analizará su aplicabilidad en futuras modificaciones de diseño

**RG-1.54, Rev. 1.** “Service level I, II, and III protective coatings applied to nuclear power plants

La revisión 1 de esta guía se emitió por la NRC con la intención de endosar las últimas normas y guías desarrolladas por la industria, especialmente ASTM (American Society of Testing and Materials), con respecto a recubrimientos protectores en centrales nucleares, y de incluir una nueva definición de los niveles de servicio I, II, III.

El apartado “Implementación” de la revisión 1 de la guía considera que las centrales en operación pueden voluntariamente seguir el método de esta nueva revisión, por lo que se considera que es de aplicación estrictamente voluntaria.

C.N. Vandellós II tiene como base de licencia la revisión 0 de la guía, e identifica en la documentación remitida al CSN todas las diferencias entre ambas revisiones.

Asimismo, el titular afirma que para los recubrimientos a efectuar dispone de la especificación A-150, en revisión 9, que hace referencia al cumplimiento de las normas ASTM relacionadas con la

revisión 1 de la R.G. 1.54. Esta especificación define los niveles de servicio I, II y III, coincidiendo con las definiciones que aparecen en esta revisión de la guía..

Teniendo en cuenta lo anterior, y especialmente lo referido al carácter estrictamente voluntario de la guía y al estado de cumplimiento con la nueva revisión de la guía, se considera que no es necesario que C.N. Vandellós II realice análisis de aplicabilidad de la R.G. 1.54, rev.1.

No obstante, se considera que la revisión 1 de esta guía y la normativa por ella endosada debe tenerse en cuenta, en adelante, como referencia para la selección, aplicación y mantenimiento de los recubrimientos de protección.

**RG-1.61 Rev. 1.** “Damping values for seismic design of nuclear power plants”

La revisión 1 de esta guía especifica los valores de amortiguamiento que la NRC considera aceptables en los análisis de respuesta sísmica de ESC -Estructuras Sistemas y Componentes- de categoría sísmica II para cumplir con los requisitos de análisis sísmico del Apéndice S del 10 CFR 50 “Earthquake engineering criteria for nuclear power plants”, siendo de aplicación a centrales en operación que propongan iniciar voluntariamente modificaciones de diseño.

La revisión 1 modifica, respecto de la edición inicial, los valores de amortiguamiento haciéndolos más realistas, trata sobre la relación entre amortiguamiento y nivel de tensiones en las estructuras, así como el distinto tratamiento a las uniones atornilladas, si permiten o no desplazamiento. También incluye valores de amortiguamiento para materiales no incluidos en la revisión anterior, tales como sistemas de distribución eléctrica y estructuras de albañilería reforzada.

La guía también establece posiciones reguladoras independientes con los valores de amortiguamiento para diferentes grupos de equipos que, en la revisión inicial, estaban englobados genéricamente como “equipos y tubería grande”. Además, en la posición 2, unifica todas las tuberías, independientemente de su diámetro.

El titular tiene como base de licencia la revisión inicial de la guía e identifica en la documentación remitida al CSN todas las diferencias entre ambas revisiones. Asimismo se hace referencia a la “Especificación técnica para la calificación de equipos mecánicos, eléctricos y de instrumentación de categoría sísmica I”.

El titular completa su posición en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, en que indica analizará su aplicabilidad en futuras modificaciones de diseño

**RG-1.71, Rev. 1** “Welder qualification for areas of limited accessibility”

Esta guía proporciona un método aceptable por la NRC para implantar los requisitos del Apéndice A del 10 CFR 50, específicamente el Criterio General de Diseño nº 1. Asimismo, el Apéndice B requiere que se establezcan medidas adecuadas para asegurar el control de materiales

y de procesos como la soldadura, así como la calificación de los soldadores, siendo de aplicación a centrales en operación que propongan iniciar voluntariamente modificaciones de diseño.

C.N. Vandellós II tiene como base de licencia la revisión inicial de la guía, e identifica en su análisis todas las diferencias entre ambas revisiones, entre ellas la relativa a la cualificación, por simulación cuando se ha de observar por un método indirecto el proceso de soldadura, y a la recualificación de soldadores. En este análisis, el titular indica que cuando se ha tenido que realizar alguna soldadura en situaciones de acceso limitado, se ha calificado al soldador simulando dichas situaciones y procedido a su recalificación cuando se modifican de forma significativa las condiciones de accesibilidad.

El titular completa su posición en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, en que indica analizará su aplicabilidad en futuras modificaciones de diseño

**RG-1.92 rev. 2** “Combining modal responses and spatial components in seismic response analysis”

Esta guía proporciona indicaciones sobre métodos mejorados aceptables por la NRC para combinar respuestas modales y componentes espaciales en análisis de respuesta sísmica de ESC - Estructuras Sistemas y Componentes- importantes para la seguridad.

El apartado “Implementation” de la nueva revisión de la guía sugiere que para las centrales en operación se considere la respuesta rígida residual en los análisis sísmicos de ESC (posiciones reguladoras C.1.4 y C.1.5) cuando opten por utilizar los métodos de la revisión 1 para combinar respuestas modales, ya que se obtendrán mejores resultados, por lo que es de aplicación estrictamente voluntaria.

La revisión 2 de esta guía introduce mejoras para combinar las respuestas modales y los componentes espaciales. Con ello se consiguen estimaciones más precisas en la respuesta sísmica, mientras se reducen conservadurismos innecesarios.

El titular tiene como base de licencia la revisión 1 de la guía, excepto en los sistemas de tuberías afectados por la eliminación de amortiguadores o sustitución de “limit-stops” en los cuales se ha utilizado el método alternativo de la combinación algebraica generalizada que se describe en la sección 3.7 del Estudio de Seguridad.

En la evaluación realizada, se ha verificado que el titular identifica todas las diferencias entre ambas revisiones e indica, asimismo, que en los análisis sísmicos, y para combinar las respuestas modales, se utiliza el método de la posición C.1.2.1 de la revisión 2 de la guía.

Teniendo en cuenta lo anterior y especialmente lo referido al carácter estrictamente voluntario de la guía, se considera que no es necesario que C.N. Vandellós II realice análisis de aplicabilidad de la revisión 2 de esta guía.

**RG-1.99, Rev.2**, “Radiation embrittlement of reactor vessel materials”

Esta guía en la revisión indicada se encuentra, según el análisis del titular, entre las que ya se están cumpliendo en C.N. Vandellós II, y está incorporada en su base de licencia, como muestra, en su documentación remitida, a través de las comunicaciones mantenidas entre el CSN y el propio titular al respecto.

En el CSN se ha constatado que, efectivamente, en el análisis de los resultados de la tercera cápsula de vigilancia, extraída en marzo de 1999 se ha hecho uso de la revisión 2 de esta guía.

En consecuencia, se considera correcta la afirmación del titular de que esta guía reguladora ya está siendo utilizada en la central.

**RG-1.142, Rev. 2** “Safety related concrete structures for nuclear power plants (Other than reactor vessels and containments)”

Esta guía proporciona métodos aceptables para cumplir con los requisitos de la NRC sobre diseño, evaluación y garantía de calidad de estructuras de hormigón de centrales nucleares relacionadas con la seguridad, excepto vasijas y contenciones de hormigón.

El apartado “Implementación” de la nueva revisión de esta guía indica que las centrales en operación pueden voluntariamente seguir el método de esta nueva revisión, por lo que se considera que es de aplicación estrictamente voluntaria.

El titular tiene como base de licencia la revisión 1 de la guía, e identifica en su análisis todas las diferencias entre ambas revisiones. Asimismo, el titular indica que en el caso particular del diseño de las estructuras del sistema de agua de salvaguardias (EJ), este se ha hecho de acuerdo con lo dispuesto en el capítulo 4 de la revisión 4 del Manual de Criterios de Diseño de Obra Civil de C. N. Vandellós II.

Teniendo en cuenta lo anterior y especialmente lo referido al carácter estrictamente voluntario de la guía, la evaluación concluye que no es necesario que el titular realice análisis de aplicabilidad de la revisión 2 de esta guía.

**RG-1.154 Rev.0**, “Format and content of plant specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized”

En el análisis del titular, esta guía está considerada entre las que no son aplicables a C.N. Vandellós II.

Esta guía establece los requisitos de tenacidad que deben cumplir los materiales de las vasijas de las centrales de agua a presión para resistir un choque térmico a presión (Pressurized Thermal Shock, PTS) para dar cumplimiento a los criterios establecidos en el código 10 CFR 50.61, “Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events”.

Estos requisitos se establecen mediante un parámetro denominado “temperatura de referencia  $RT_{PTS}$  - frente a PTS”, que debe obtenerse, con la metodología contenida en el 10 CFR 50.61, para la fluencia neutrónica del núcleo del reactor estimada a final de vida.

Los valores máximos de  $RT_{PTS}$  constituyen el denominado “PTS screening criterion”. Dichos valores son los siguientes: 270° F, para placas, forjados y soldaduras axiales; y 300° F para soldaduras circunferenciales. Si los materiales de la vasija del reactor una central supera estos valores, la central no puede continuar la operación sin una justificación, que debe ser expresamente aprobada por la NRC.

La RG-1.154 establece las directrices, en cuanto a formato y contenido, para realizar las evaluaciones de seguridad que deben remitirse a la NRC en el caso de no cumplirse los criterios anteriores.

En C. N. Vandellós II, los valores de este parámetro cumplen ampliamente los requisitos de este código por lo que la evaluación concluye que no es necesario un análisis de aplicabilidad de esta revisión de la guía, de acuerdo a la posición especificada por el titular en su análisis.

## 5.5.- NORMATIVA SOBRE APS

El conjunto de guías reguladoras analizadas por el titular que afectan al área de APS y Factores Humanos es el siguiente:

- **R.G.1.174 Rev.1, 2002** “An Approach for Using PRA in Risk-Informed Decisions on Plant specific changes to the Licensing Basis”
- **R.G.1.175 Rev.0, 1998** “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: In-service Testing”.
- **R.G 1.177 Rev., 1998** “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: Technical Specifications”.
- **R.G 1.178 Rev.1, 2003** “An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision-making ISI of piping”.
- **R.G 1.200 Rev.1, 2007** “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities”

A continuación se resumen los resultados de la evaluación:

**R.G.1.174, Rev.1, 2002** “An Approach for Using PRA in Risk-Informed Decisions on Plant specific changes to the Licensing Basis”

Esta guía contiene los criterios y requisitos que deben cumplir los análisis o evaluaciones de seguridad informados por el riesgo, y contiene criterios tanto probabilistas como deterministas.

La RG 1.174, ha sido adaptada a la normativa española, como Guía de Seguridad del CSN G.S. 1.14 “Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad”, que es la que se viene usando en las aplicaciones de los APS, sin excluir la aplicabilidad de la RG 1.174.

Esta guía, junto con la GS 1.14, es aplicable a CN Vandellós-2.

**R.G.1.175, Rev.0, 1998** “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: In-service Testing”.

Esta RG contiene requisitos que deben cumplir los análisis de seguridad informados por el riesgo, relacionados con las pruebas en servicio de bombas y válvulas.

Esta RG esta relacionada con la RG 1.174, aportando requisitos específicos para las pruebas mencionadas.

**R.G 1.177, Rev., 1998** “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: Technical Specifications

Esta RG contiene los criterios que deben cumplir los análisis de seguridad informados por el riesgo sobre el impacto de cambios permanentes en Especificaciones Técnicas y es de aplicación junto con la RG 1.174.

**R.G 1.178, Rev.1, 2003** “An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision-making ISI of piping

Esta RG contiene los criterios que deben cumplir los análisis de seguridad informados por el riesgo sobre el impacto en el riesgo de los cambios sobre los programas de inspección en servicio de tuberías.

Esta RG es de aplicación junto con la RG 1.174 y ha sido adaptada a la normativa españolas como Guía de Seguridad G.S. 1.17 “Aplicación de técnicas informadas por el riesgo de la inspección en servicio (ISI) de tuberías”

**R.G 1.200 Rev.1, 2007** “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities”

Esta RG contiene una metodología aceptable para la realización de APS de calidad suficiente para que puedan se empleados en la toma de decisiones informadas por el riesgo.

Esta RG está mencionada en la G.S. 1.14, en lo referente a la calidad que deben cumplir los APS para que puedan soportar aplicaciones informadas en el riesgo.

El titular completa su posición en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, en que indica analizará la aplicabilidad de todas estas guías en las futuras modificaciones de diseño o de procedimientos que se apoyen en aplicaciones de APS.

## 5.6.- NORMATIVA SOBRE GARANTÍA DE CALIDAD

La normativa con los requisitos de garantía de calidad dentro del proceso de Normativa de Aplicación condicionada

- **R.G., 1.26, Rev. 4, 2007** “Quality Group classifications and standars for water, steam, and radioactive, waste containing components of nuclear power plants”.
- **R.G., 1.28, Rev.3, 1985** “Quality Assurance Program Requirements (Design and Construction)”.
- **IE Bulletin 80- 08** “IEB 80-02 Inadequate Quality Assurance for Nuclear Supplied Equipment”
- **GL 80-02** “Quality assurance requirements regarding diesel generator fuel oil”.

A continuación se presentan los principales resultados de la evaluación.

### Guías reguladoras

**R.G. 1.26, Rev. 4 (03/2007)** “Quality Group classifications and standars for water, steam, and radioactive, waste containing components of nuclear power plants”.

El análisis del titular indica que C. N. Vandellós II tiene como base de licencia la revisión 3 de esta guía. La revisión 4 difiere muy poco con respecto a la revisión 3, en concreto lo novedoso es que indica que en la RG 1.143 “Designs guidance for radioactive waste mangement Systems, structures, and components installed in Light water-cooled nuclear power plants” se presenta una guía para clasificación de calidad de los sistemas de tratamiento de residuos radiactivos. La RG 1.143 ya ha sido aplicada por Vandellós II para la clasificación del sistema de tratamiento de desecho radiactivos (se clasificó como categoría “D” aumentada). Por tanto, el titular de hecho ya está aplicando la revisión 4 de la RG 1.26 a través de la guía reguladora 1.143 de la USNRC.

**R.G. 1.28, Rev. 3 (08/1985)** “Quality Assurance Program Requirements (Design and Construction)”.

La revisión 2 (02/79) de esta RG forma parte de las bases de licencia de CN Vandellós II y endosa la Guía ANSI N45.2.

La revisión 3 de la citada RG endosa la Guía ANSI/ASME NQA-1 que trata de los programas de garantía de calidad para grandes modificaciones de diseño. Por ello el requerimiento de aplicar esta revisión en C. N. Vandellós II no supone un valor añadido al programa de garantía de calidad existente, ni un incremento en la seguridad nuclear o protección radiológica, ya que desde el punto de vista programático, los controles para asegurar la bondad del programa de garantía de calidad contenidos en ambas normas ANSI son equivalentes. Por ello, el titular seguirá aplicando la ANSI N45.2.

No obstante, en una primera gran modificación como es la implantación del nuevo sistema EJ de refrigeración de salvaguardias, el titular ha aplicado la revisión 3 de la RG 1.28, pero con el alcance limitado al diseño y construcción de esta modificación,

El titular completa su posición en la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52, en que indica analizará su aplicabilidad en futuras modificaciones de diseño

### **Cartas Genéricas y Boletines**

Una vez revisado el contenido de los documentos **GL 80-02** y **IEBulletin 80-08** mencionados, se concluye que no aplican a CN Vandellós II.

Sin embargo hay un apunte sobre la **GL 80-02** “Quality assurance requirements regarding diesel generator fuel oil” que es necesario reseñar. Aunque el análisis de aplicabilidad de esta guía no se ha solicitado al titular de C. N. Vandellós II, por coherencia con lo requerido a otros titulares de centrales nucleares españolas, dentro de su proceso NAC, se considera necesario que el titular de esta central justifique si el gasoil utilizado en los 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, para que no se considere necesario su análisis de aplicabilidad dentro del proceso de Normativa de Aplicación Condicionada.

Recientemente, el titular envió información adicional en respuesta a la conclusión expuesta; información que está incluida en el anexo a la Nota de Reunión adjuntada a la carta de referencia CSN-C-DSN-09-52. En su respuesta, el titular indica que el combustible diesel está sometido al control de las ETFs de C. N. Vandellós II, lo que se consideró aceptable, tal y como se indica en la citada Nota.

### **5.7.- NORMATIVA SOBRE INGENIERÍA DEL NÚCLEO**

Del conjunto de guías y normas contempladas dentro del proceso NAC que entran dentro del ámbito de ingeniería del núcleo de modo parcial o total son las siguientes:

- **RG-1.13** “Spent Fuel Facility Design Basis”

- **GL 79-69** “Cladding rupture, swelling and coolant blockage as a result of a reactor accident”.

A continuación se exponen los resultados de la evaluación:

### **Guías reguladoras**

#### **RG-1.13, Rev. 2** “Spent Fuel Facility Design Basis”

El análisis presentado por el titular especifica como base de licencia de su instalación la revisión 1 de la guía referida. No obstante, su análisis se extiende a la verificación de ciertos aspectos contemplados en la revisión 2. En particular, el modo de cumplimiento con ciertas posiciones reguladoras de la NRC reflejadas en esta revisión 2. Dicho análisis no recorre todo el conjunto de posiciones reguladoras, por lo que es necesario, como un resultado de evaluación, que se extienda a todas ellas.

Asimismo, la revisión 2 endosa la norma ANSI/ANS 57.2-1983 con un conjunto de adiciones, aclaraciones y excepciones. Sin embargo, el análisis del titular no analiza el grado de cumplimiento con la norma ANSI/ANS mencionada, por lo que, igualmente que en el aspecto anterior, desde el punto de vista de ingeniería del núcleo, se considera que el análisis de cumplimiento debe incorporar en su alcance, a esta norma al ser parte integrante de la RG-1.13 revisión 2. Por tanto, el titular debe ampliar su análisis, para considerar este aspecto, dentro del proceso NAC

Adicionalmente, en particular y desde un punto de vista de análisis de proceso, en el análisis realizado por el 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: 140 °F en la revisión 2. Actualmente, el diseño del sistema de refrigeración de piscina de combustible gastado de C.N. Vandellós II limita la temperatura máxima a 160 °F.

No obstante, tal y como se recoge en el “Informe de licenciamiento para la solicitud de autorización de la modificación del sistema de agua de salvaguardias tecnológicas (EJ)”, apartado 7.3 *Definición de los caudales mínimos a los consumidores del lazo SI/SI del sistema EG*, el titular ha tenido en cuenta el nuevo valor límite de temperatura de 140 °F. Desde un punto de vista de análisis de proceso, se estima que el titular asume la revisión 2 de la RG 1.13 como parte de su base de licencia.

### **Cartas Genéricas**

#### **GL 79-69** “Cladding rupture, swelling and coolant blockage as a result of a reactor accident”.

El análisis realizado se centra en el carácter informativo de la GL en la que se adjuntaba un borrador de informe sobre la materia “cladding, swelling and rupture models for LOCA analysis” a los destinatarios de la misma y sobre el cual se pedía la aportación voluntaria de comentarios, así como un conjunto de tópicos de discusión transmitidos a los suministradores

de combustible. En el origen de la GL, se encuentra la incertidumbre en aquel momento acerca del carácter conservador de ciertos modelos físicos asociados al comportamiento de la vaina de combustible en escenarios de accidente de pérdida de refrigerante del reactor (LOCA) y que pudieran dar lugar a cambios en los resultados de la temperatura máxima de vaina.

El cumplimiento con la GL se justifica a través de los requisitos metodológicos introducidos por el código 10 CFR 50.46 en su revisión de 1988, aplicable a todas las centrales nucleares, y que obligan a notificar cualquier desviación significativa o error en los modelos de cálculo de LOCA, práctica que se viene realizando anualmente.

La evaluación concluye en la aplicabilidad de dicha GL a C.N. Vandellós II, y en que por las razones expuestas no se requiere ninguna acción adicional al respecto. Bajo estos argumentos, la posición mantenida por C.N.Vandellós II se considera aceptable.

## 5.8.- NORMATIVA SOBRE CIENCIAS DE LA TIERRA

Las guías reguladoras que afectan a los temas que son competencia del Área de Ciencias de la Tierra son las siguientes:

- **R.G. 1.12, Rev. 2, marzo 1997** “Nuclear Power Plant Instrumentation for Earthquakes”
- **R.G. 1.23, Rev. 1, marzo 2007** “Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants”
- **R.G. 1.27 , Rev. 2 enero 1976** “Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants (for comment)”
- **R.G. 1.60, Rev. 1, diciembre 1973** “Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants”
- **R.G. 1.76, Rev. 1, marzo 2007** “Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants”.
- **R.G. 1.117, Rev. 1, abril 1978** “Tornado Design Classification”
- **R.G. 1.132, Rev. 2 octubre 2003** “Site Investigations for Foundations of Nuclear Power Plants”
- **R.G. 1.138, Rev. 2, diciembre 2003** “Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants”
- **R.G. 1.166, Rev. 0, marzo 1997** “Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Postearthquake Actions”
- **R.G. 1.167, Rev. 0 marzo 1997** “Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event”

A continuación se exponen los resultados de la evaluación realizada:

**R.G. 1.12, Rev. 2, de marzo de 19997** “Nuclear Power Plant Instrumentation for Earthquakes”

El titular en su análisis indica que forma parte de las bases de la licencia de CN Vandellós II y por tanto no precisa análisis NAC. La evaluación concluye que está de acuerdo con la posición del titular

**R.G. 1.23, Rev. 2, marzo 2007** “Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants”

La central tiene como base de la licencia la propuesta de revisión 1 (septiembre 1980). El titular informa en su análisis que en noviembre 2009 se trasladará de emplazamiento la torre meteorológica M.A.R.T.A. y que esta modificación se hará con la revisión 2 citada.

La evaluación concluye que es adecuado que dicha revisión pase a ser base de licencia con motivo de la modificación de diseño mencionada.

**R.G. 1.27, Rev. 2 enero 1976** “Ultimate Heat Sink for Nuclear Power Plants (for comment)”

El titular en su análisis indica que la revisión 2 de la guía forma parte de las bases de la licencia de CN Vandellós II.

**R.G. 1.60, Rev. 1, diciembre 1973** “Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants”

El titular en su informe indica que forma parte de las bases de la licencia de CN Vandellós II. La evaluación concluye con el acuerdo con la posición del titular.

**R.G. 1.76, Rev. 1, marzo 2007** “Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants” y **R.G. 1.117, Rev. 1, abril 1978** “Tornado Design Classification”

El titular concluye que esta guía no aplica porque el tornado no se ha considerado base de diseño de la central. Y aduce que sólo es aplicable al territorio continental de EE.UU., donde se adopta un tornado de diseño con probabilidad de ocurrencia de  $10E-7$ , seleccionándose según la situación del emplazamiento en un mapa “ad hoc” realizado sobre la base de los tornados ocurridos en ese país entre 1950 y 2003.

El titular también argumenta que los tornados son inusuales en el territorio español, donde no hay una base de datos con estadística suficiente para caracterizar un tornado de diseño; los pocos tornados registrados han sido de baja entidad (F0 a F3).

La evaluación identifica las bases técnicas para que el titular analice, en el proceso NAC de C.N. Vandellós II, la aplicabilidad de las guías, 1.76 y 117, ambas en su revisión 1, al diseño de la central. Estas bases técnicas son las siguientes:

1. El criterio general de diseño 2 (GDC 2) del código de regulaciones federales USA 10CFR50, Apéndice A, que es base de licencia para C. N. Vandellós II, requiere que las estructuras, sistemas y componentes (ESC) importantes para la seguridad, sean diseñados para resistir los efectos de fenómenos naturales, entre ellos el impacto de TORNADOS y sus consecuencias, sin perder la capacidad para desempeñar sus funciones de seguridad. Debe considerarse adecuadamente, y con suficiente margen, el tornado más severo que se haya registrado históricamente en el entorno del emplazamiento.
2. Aunque es una realidad que el tornado fue descartado en su origen como fenómeno natural ‘base de diseño’ para la CN Vandellós II, al igual que para los demás emplazamientos nucleares españoles (años 60-80), debido a la ausencia de registros históricos reales y a la carencia de datos estadísticos en España respecto a este meteoro; también es cierto que los tornados resultan ser un fenómeno meteorológico no descartable en España, de hecho se han detectado decenas de ellos en los últimos años en diversas regiones (con registros en varios casos) y algunos tornados han ocurrido en el entorno del emplazamiento de Vandellós II.
3. La guía RG 1.76 ha sido revisada dentro del periodo temporal a considerar para la RPS de CN Vandellós II (la versión original de esa guía se editó en abril de 1974). La nueva versión introduce cambios sustanciales en la consideración del fenómeno de tornados, a partir de una actualización real de la base de datos registrados en EE.UU. hasta el año 2003 (la versión anterior de 1974 se basó únicamente en datos de dos años 71-72), fenómeno que se cuantifica específicamente para el territorio continental norteamericano diferenciando tres regiones geográficas. Establece, además, una caracterización aceptable de los tornados según un modelo de seis parámetros físicos y un espectro aceptable de posibles proyectiles generados a consecuencia del tornado.
4. Ya que el tornado no fue base de diseño en VA2 y que recientemente sí han ocurrido en el entorno de su emplazamiento (alguno de categoría F2 en la escala de Fujita-EFS), resulta razonable en beneficio de la seguridad y dentro del periodo RPS, analizar la respuesta de la central ante un posible tornado que pueda afectar al emplazamiento y hacerlo de acuerdo con la metodología de la nueva RG 1.76 (y la RG 1.117 asociada). 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 (rev.1), asociado a una velocidad máxima equivalente al F2 ya detectado. El propósito es identificar posibles refuerzos en ESC de seguridad que fuera razonable abordar en función de su coste-beneficio para mejorar la respuesta de la planta ante un potencial tornado.

**R.G. 1.132, Rev. 2 octubre 2003** “Site Investigations for Foundations of Nuclear Power Plants”  
y **R.G. 1.138, Rev. 2, diciembre 2003** “Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants”

El titular tiene como base de la licencia la revisión 1 (marzo 1979), y en su análisis se indica que la revisión de 2003 es base de licencia de la modificación de diseño del nuevo Sistema EJ de refrigeración de salvaguardias.

La evaluación concluye que la revisión 2 de estas guías sea analizada en futuras modificaciones de diseño que entren dentro de su alcance.

**R.G. 1.166, Rev. 0, marzo 1997** “Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Postearthquake Actions”

El titular, en su análisis, indica que esta guía forma parte de la base de la licencia de CN Vandellós II. En la evaluación se concluye con el acuerdo de la posición del titular.

**R.G. 1.167, Rev. 0 marzo 1997** “Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event”

Esta guía no está incorporada en la base de la licencia de C. N: Vandellós II; pero el titular, en su análisis, indica que ha desarrollado la Guía DST-02, como procedimiento de actuación a raíz de la ocurrencia de un sismo en el emplazamiento, atendiendo a las especificaciones que contempla la propia R.G.-1.167.

La evaluación concluye que esta guía, ya se cumple como asegura el titular en su análisis, debe ser base de licencia de la central, y por tanto debe proceder a incorporarla como tal.

## 6.- CONCLUSIONES

### 6.1.- NORMATIVA QUE DEBE SER INCORPORADA EN LA INSTRUCCIÓN TÉCNICA COMPLEMENTARIA PARA SU ANÁLISIS.

#### a) Guías Regulatoras

##### **RG-1.13 “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.

##### **R.G. 1.32, rev 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.

##### **RG-1.53 Rev. 2 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 instalado en la central está conforme 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 “tubbings” de instrumentación.

##### **R.G. 1.76, Rev. 1, marzo 2007 “Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants”**

El titular deberá realizar un análisis de aplicabilidad del 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 (rev.1), asociado a una velocidad máxima equivalente al F2.

**RG-1.105 Rev. “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.

**RG 1.140 Rev. 2 “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 ventilación CG-AC01 del sistema de vacío del condensador de acuerdo con la guía reguladora 1.140 en su revisión 1.

**R.G. 1.153, Rev. 1, 1996. “Criteria for safety systems”**

El titular deberá realizar un análisis de esta norma, con un alcance acotado, para el aislamiento de la ventilación de los diversos edificios que contengan equipos de seguridad (y conexión de la ventilación de emergencia, donde aplique).

**b) Cartas Genéricas**

**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 debe ampliar la información aportada en su día mediante la carta CNV-L-CSN-3038 del 22-12-99 para adecuar el estudio realizado para las válvulas de purga de baja capacidad de Ascó al caso específico de VA2, con el fin de identificar los márgenes disponibles en las condiciones ambientales de accidente de esta central. Dicho análisis deberá contemplar la operabilidad de las válvulas que puedan abrirse en operación normal, tanto las de 8” como las motorizadas de 4”, o bien justificar su exclusión.

Asimismo, debe aportarse 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.

Adicionalmente, debe justificarse la aparente inconsistencia entre la EF 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 a 4 está requerida en las cartas genéricas analizadas y no contemplada en las ETFs de C. N. 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 ETFs.

#### **GL 80-14 “LWR Primary Coolant System Pressure Isolation Valves”**

El alcance del análisis presentado se limita a la interconexión entre el RCS (sistema del refrigerante del reactor) y otros sistemas de baja presión; sin embargo, la carta genérica analizada establece la necesidad de ampliar este alcance a otros sistemas. De acuerdo con ello, se considera necesario que el titular analice la potencial interconexión del CVC –sistema de control químico y de volumen con otros sistemas de baja presión cuyo fallo pueda suponer la consiguiente pérdida de inventario del RCS (por ejemplo, CVC (sistema de control de volumen) – RHR (sistema de evacuación calor residual), postulando la rotura de la conexión del RHR al colector de aspiración de las bombas del CVC).

Asimismo, el titular incluirá en su análisis una justificación sobre la exclusión de las conexiones entre el RCS y el sistema de toma y análisis de muestras radiactivas (sistema KK), y las conexiones de ½” entre las juntas de la tapa de la vasija y el tanque de drenajes del RCS.

#### **6.2.- NORMATIVA CUYA APLICABILIDAD SE DEBE ANALIZAR EN MODIFICACIONES FUTURAS DE LA CENTRAL**

El titular analizará la aplicabilidad de las siguientes normas y definirá justificadamente su alcance de aplicación cuando aborde una modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de las mismas, incorporando la normativa en sus bases de licencia con el alcance definido.

**RG 1.9, rev. 4, 2007.** “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants”

**R.G. 1.29 rev. 4** “Seismic design classification”

**R.G. 1.63, rev. 2, 2003.** “Electric penetration assemblies in containment structures for Nuclear Power Plants”.

**RG-1.118 “Periodic Testing of Electric Power and Protection Systems, Rev. 3 de abril de 1995”.**

**R.G. 1.132, Rev. 2 octubre 2003** “Site Investigations for Foundations of Nuclear Power Plants”

**R.G. 1.138, Rev. 2, diciembre 2003** “Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants” **R.G. R.G.-1.152, Rev. 2, 2006.**

“Criteria for digital computers in safety systems of nuclear power plants”

**R.G. 1.168, Rev. 1, 2004.** “Verification, validation, reviews, and audits for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

**R.G. 1.169, Rev. 0, 1997.** “Configuration management plans for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

**R.G. 1.170, Rev. 0, 1997.** “Software test documentation for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

**R.G. 1.171, Rev. 0, 1997.** “Software unit testing for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

**R.G. 1.172, Rev. 0, 1997.** “Software requirements specifications for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”

**R.G. 1.173, Rev. 0, 1997.** “Developing software life cycle processes for digital computer software used in safety systems of nuclear power plants”.

**R.G.1.174 Rev.1, 2002** “An Approach for Using PRA in Risk-Informed Decisions on Plant specific changes to the Licensing Basis”

**R.G.1.175 Rev.0, 1998** “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: In-service Testing”.

**R.G 1.177 Rev., 1998** “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: Technical Specifications”.

**R.G 1.178 Rev.1, 2003** “An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision-making ISI of piping”.

### **6.3.- OTRA NORMATIVA A ACTUALIZAR**

**RG-1.54 rev. 1.** “Service level I, II, and III protective coatings applied to nuclear power plants

La revisión 1 de esta guía y la normativa ASTM por ella endosada se tendrá en cuenta, en adelante, como referencia para la selección, aplicación y mantenimiento de los recubrimientos de protección

**R.G. 1.167, Rev. 0** “Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event”

El titular procederá a incorporar esta guía reguladora en la base de licencia de la central, de acuerdo con lo concluido en su análisis de aplicabilidad presentado, en donde se indica que ha desarrollado un procedimiento de actuación a raíz de la ocurrencia de un sismo en el emplazamiento, acorde con las especificaciones que contempla esta guía reguladora.

## **7.- DOCUMENTACIÓN GENERADA. REFERENCIAS**

### **7.1.- DOCUMENTACIÓN ENVIADA POR EL TITULAR**

- CNV-L-CSN-4867 (n° de registro 40729 y fecha 5 de junio de 2008) y CNV-L-CSN-4944 (n° de registro 41356 y fecha 4 de noviembre de 2008) con los informes de los análisis de aplicabilidad de cada una de las Guías Regulatoras identificadas en al primera carta de la DSN citada
- CNV-L-CSN-4901 (n° de registro 41011 y fecha 4 de agosto de 2008), con los informes de los análisis de aplicabilidad de cada Generic Letter, Bulletin e IEEE citados en la segunda carta de la DSN. igualmente citada.
- Información adicoanl a los análisis presentados en los documentos anteriores y en la carta de referencia CNV-L-CSN 4928 de efcha 6 de october de 2008, incluidos en la la Nota de Reunión adjuntada a la carta de la DSN del CSN, de referencia CSN-C-DSN-09-52, de fecha 3 de marzo de 2009 (n° de registro de salida 1944).

### **7.2.- DOCUMENTACIÓN ENVIADA POR EL CSN**

- CSN-C-DSN-08-34 de fecha 7 de marzo de 2008 (n° de registro 1555), proceso de selección de guías regulatoras susceptibles de ser analizadas en el proceos NAC..
- CSN-C-DSN-08-55 de fecha 8 de abril de 2008 (n° de registro 2282), con la relación de las RGs que a criterio del CSN debían ser considerados en el proceso NAC.
- CSN-C-DSN-08-93 de fecha 13 de junio de 2008 referencia (n° de registro 4113) con la relación de GLs y Boletines que a criterio del CSN debían ser considerados en el proceso de análisis NAC
- CSN-C-DSN-09-52, de fecha 3 de marzo de 2009 (n° de registro de salida 1944), con la Nota de la reunión del 23 de febrero de 2009, que contiene los comentarios e información adicoanl a los análisis presentados