

INDICE

- 1. OBJETO Y ANTECEDENTES**
- 2. ALCANCE DE LA NORMATIVA DE APLICACIÓN CONDICIONADA EN C. N. ASCO**
- 3. PROCESO SEGUIDO PARA LA ELABORACIÓN DE LA NORMATIVA DE APLICACIÓN CONDICIONADA**
- 4. INFORMES DE EVALUACION**
- 5. EVALUACIONES DE LA NAC REALIZADAS POR LAS AREAS DEL CSN**
 - 5.1. SISTEMAS ELECTRICOS Y DE INSTRUMENTACION Y CONTROL**
 - 5.2. SISTEMAS NUCLEARES**
 - 5.3. SISTEMAS AUXILIARES**
 - 5.4. SISTEMAS MECANICOS Y ESTRUCTURALES**
 - 5.5. ANALISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD**
 - 5.6. GARANTIA DE CALIDAD**
 - 5.7. INGENIERIA DEL NUCLEO**
 - 5.8. GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS**
 - 5.9. IMPACTO RADIOLÓGICO**
 - 5.10. CIENCIAS DE LA TIERRA**
- 6. CONCLUSIONES**
 - 6.1. NORMATIVA QUE DEBE SER INCORPORADA EN LA INSTRUCCION TECNICA COMPLEMENTARIA**
 - 6.2. NORMATIVA CUYA APLICABILIDAD SE DEBE ANALIZAR EN MODIFICACIONES FUTURAS DE LA CENTRAL**
 - 6.3. NORMATIVA A INCLUIR EN LA BASE DE LICENCIA (BL)**

PROPUESTA DE DICTAMEN TECNICO SOBRE LA NORMATIVA DE APLICACION CONDICIONADA (NAC) EN LA CENTRAL NUCLEAR DE ASCO

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 C. N. Ascó, relativa al conjunto de normas y documentos cuya aplicabilidad a su central el titular tiene que analizar como Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) y de la que se espera la introducción de mejoras significativas en la seguridad de la central.

Según se define en la revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.10 del CSN la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) es aquella normativa cuyos parámetros básicos de aplicabilidad (en diseño u operación, tipo de central y fecha de construcción o puesta en marcha), expresados así en su publicación, no coinciden con los de la central que se está considerando, por lo que su eventual aplicación, total o parcial, está condicionada a una selección previa por parte del CSN y a la realización, por el titular, de un estudio de las mejoras que podría conllevar.

El establecimiento de la NAC forma parte del proceso de análisis realizado por el titular de la central y evaluaciones realizadas por el CSN enmarcadas en el proceso de renovación de la Autorización de Explotación de CN Ascó.

1.2.- ANTECEDENTES

Con el fin de solicitar la renovación de la Autorización de Explotación (AE) vigente, concedida por la Orden Ministerial de 1 de octubre de 2001 para un periodo de diez años, la disposición Dos 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 la Guía de Seguridad 1.10 del CSN “Revisiones periódicas de la seguridad de centrales nucleares” (1996) en su revisión 0, la RPS requería que se informara sobre el resultado de los análisis de ciertos documentos emitidos, o revisados, por la US NRC en el periodo considerado. En el caso de Ascó ese periodo será desde el 1 de enero de 2000 al 31 de diciembre 2009, según figura en el “Plan de Proyecto para la realización de la 2ª Realización de la Revisión Periódica de Seguridad para C.N. Ascó” enviado mediante carta de referencia ANA/DST-L-CSN-1933 de fecha 9 de junio de 2009.

Adicionalmente, la revisión 1 de la Guía de Seguridad 1.10 del CSN “Revisiones periódicas de la seguridad de centrales nucleares”, 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 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).

Como se señala en su definición los requisitos de aplicabilidad de esta nueva normativa, expresados en el propio texto de la misma, excluyen su aplicación a CN Ascó, por lo que su eventual aplicación, total o parcial, está condicionada a la realización de una selección previa en la que el CSN valore las mejoras para la seguridad que podrían derivarse de la misma.

Según se define en la Guía 1.10, la NAC es “Normativa cuyos parámetros básicos de aplicabilidad (en diseño u operación, tipo de central y fecha de construcción o puesta en marcha), expresados así en su publicación, no coinciden con los de la central que se está considerando, por lo que su eventual aplicación, total o parcial, está condicionada a una selección previa por parte del CSN y a la realización, por el titular, de un estudio de las mejoras que podría conllevar.”

En el proceso de identificación de esta nueva normativa se han tenido en cuenta los siguientes criterios:

- 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 y no en realizar análisis de todo tipo que no mejoren significativamente la seguridad de la instalación. 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.
- 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 ASCÓ

El tipo de normas incluidas en la NAC es el mismo que el del apartado 4.5 del la GS 1.10, rev. 1, que para una central cuyo país de origen del proyecto es EE.UU, es el siguiente:

- a) 10CFR50 y 100.
- b) NRC Cartas genéricas y boletines.
- c) NRC Guías reguladoras.
- d) Aquella otra que identifique el CSN.

– 10CFR50 y 100

Las modificaciones al 10CFR no se incluyen en la NAC de Ascó porque su análisis fue objeto de un proceso específico de las partes del 10CFR que constituyen base de licencia de la central. A este respecto, la “Instrucción Técnica Complementaria sobre la Aplicabilidad de los Apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100” (carta CNASC/ASO/SG/08/33, registro de salida n° 7704), del 1 de diciembre de 2008, fija las partes del 10CFR que constituyen base de licencia de la central.

Para esta ITC se fija como fecha de corte de las partes identificadas el 31 de diciembre de 2006 y en ella se requiere 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, así como en su caso una propuesta y plazo de resolución.

El 4 de septiembre de 2009 se ha recibido en el CSN la respuesta a esta ITC en carta de referencia ANA/DST-L-CSN-1972. Se ha evaluado la respuesta y como resultado de esta evaluación se ha preparado una carta con las conclusiones, la cual se encuentra actualmente en comentarios del titular.

b) Cartas Genéricas y Boletines

La USNRC comenzó a emitir Boletines en 1971 y Cartas Genéricas en 1978, en relación con los problemas operativos aparecidos en los diferentes tipos y diseños de centrales nucleares.

En la pasada RPS, Ascó envió los análisis de todas las Cartas Genéricas y Boletines emitidos entre septiembre de 1983 y diciembre de 1999, habiendo sido evaluados por el CSN en el marco de la pasada RPS. Por ello, el conjunto de Cartas Genéricas y Boletines considerado en la definición de la NAC de Ascó han sido los emitidos con anterioridad a ese periodo, es decir, desde su origen hasta septiembre de 1983.

Además, en la próxima RPS se incluirán los listados de las secciones del 10CFR, Cartas Genéricas y Boletines de la NRC con una referencia del informe anual sobre nueva normativa de los pasados 10 años en que se analizaron y su aplicabilidad.

c) NRC Regulatory Guides

La USNRC comenzó a emitir Guías Reguladoras en 1970 para abordar aspectos de seguridad nuclear 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.

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. El Pleno del CSN en su reunión

de 25 de noviembre de 2008 emitió la ITC “Instrucción Técnica Complementaria sobre Análisis Anual de Nueva Normativa Revisada” (Carta CNASC/ASO/SG/08/31, registro de salida n° 7683) sobre contenido del informe anual de normativa en el que se debe incluir un nuevo apartado para incorporación de las RG.

Algunas Guías Regulatoras emitidas entre 2000 y 2009, cuyo análisis podría ser incluido en la próxima RPS se han incorporado en la definición de la NAC por ser consideradas especialmente significativas.

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 2008, hay otro tipo de normativa que debe considerarse para su posible inclusión en la NAC, como la normativa del OIEA. 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 todos 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 Ascó, 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 como son las normas ANSI, alguna GL ya incluida en la primera RPS, normas ASME específicas, etc., que las áreas especialistas del CSN han considerado de interés por su particular conocimiento de las mismas.

3 PROCESO SEGUIDO PARA LA ELABORACIÓN DE LA NAC

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.

A este respecto, en marzo de 2009, el Jefe de Proyecto de C.N. Ascó envió a las áreas especialistas del CSN un listado con una selección inicial de las Guías Regulatoras candidatas a su análisis dentro de la NAC, con el alcance indicado en el apartado anterior hasta marzo de 2009.

Las áreas especialistas respondieron entre marzo y junio de 2009, eliminando parte de las Guías seleccionadas, y proponiendo la inclusión de algunas Guías adicionales.

El 9 de junio de 2009, el titular remitió al CSN, a iniciativa propia, la carta de referencia ANA/DST-L-CSN-1926 (registro de entrada n° 40938), adjuntando un primer cribado selectivo de las Guías Regulatoras, Generic Letters y Bulletins de la NRC susceptibles de análisis dentro de la NAC, emitidas desde el origen hasta la fecha de corte de 31 de

diciembre de 2009, así como los criterios de exclusión de las mismas. Esta iniciativa se basó en la experiencia ya adquirida por ANAV durante los análisis efectuados para establecer la NAC de CN Vandellós 2, cuya ITC estableciéndola había sido emitida por el CSN en abril de 2009.

En agosto de 2009, la Jefe de Proyecto de C.N. Ascó realizó una revisión del listado de Guías Reguladoras inicial, en base a la respuesta de las áreas especialistas y a la selección propuesta por Ascó en la carta citada en el párrafo anterior. Este listado fue enviado al titular el 13 de agosto de 2009, por correo electrónico, con objeto de preparar una reunión convocada el 19 de octubre de 2009 para tratar la lista definitiva de Guías Reguladoras que, a criterio del CSN, deben ser consideradas en la NAC.

La relación de Generic Letters y Bulletins de la NRC anteriores a 1983 que Ascó proponía analizar en la citada carta de ref. ANA/DST-L-CSN-1926, coincide con la del análisis preliminar de C.N. Vandellós 2 (Carta CSN-C-DSN-08-93, nº registro 4113), tras un proceso interno de cribado y selección por las áreas especialistas del CSN.

Como consecuencia de la petición realizada por el CSN en la reunión del 19 de octubre de 2009 (acta de reunión ref. CSN/ART/CNAS0/0911/03), el titular remitió al CSN, adjunta a la carta de referencia ANA/DST-L-CSN-1997 el 2 de noviembre de 2009 (nº de registro telemático de entrada 41648), una relación de Bases de Licencia de C. N. Ascó.

El acta de reunión fue remitida al titular con carta de ref. CSN-C-DSN-09-234. En el acta se reflejan los criterios consensuados en la reunión para la no inclusión, o valoración caso a caso, de determinadas Guías Reguladoras en el análisis a incluir en la RPS, como normativa de aplicación condicionada (NAC). En base a estos criterios se listan en el Anexo 1 de la nota las Guías Reguladoras que, a criterio del CSN, deberían ser consideradas en la NAC, y para las que el titular debe realizar un análisis preliminar en el que exponga su posición razonada sobre cada una de ellas.

Asimismo, en la nota se relacionan las Guías Reguladoras para las que sería necesario realizar análisis de aplicabilidad en el futuro cuando se efectúen modificaciones de diseño relacionadas con los aspectos recogidos en la guía, y se identifican las Guías excluidas por el criterio 4 y 10, y el alcance de algunas de ellas.

En el Anexo 2 de la nota se incluye una relación de Generic Letters y Bulletins de la NRC que deberían ser considerados en la NAC, y para las que el titular debe realizar un análisis preliminar.

C. N. Ascó ha remitido el análisis preliminar de la “Normativa de Aplicación Condicionada asociada a la RPS”, adjunto a las cartas de referencia: ANA/DST-L-CSN-2054 recibida en el CSN el 9 de febrero de 2010 (registro entrada nº 40171), ANA/DST-L-CSN-2075 recibida en el CSN el 8 de marzo de 2010 (registro entrada nº 40433) y ANA/DST-L-CSN-2091 recibida en el CSN el 29 de marzo de 2010 (registro entrada nº 40658).

En la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054, el titular declara que no remite el análisis preliminar de las Guías Reguladoras citadas seguidamente, por entender que, al haberse solicitado un análisis en profundidad de las mismas a C.N. Vandellós II y a otras plantas, el CSN aplicará el mismo criterio en C. N. Ascó:

- RG-1.13: “Spent Fuel Storage Facility Design Basis”, rev. 2
- RG-1.32: “Criteria for Power Systems for Nuclear Power Plants”, Rev. 3
- RG-1.53: “Application of the Single-Failure Criterion to Nuclear Power Plant Protection Systems”, rev. 2
- RG-1.75: “Physical Independence of Electric Systems”, Rev.3
- RG-1.105: “Setpoints for Safety-Related Instrumentation”, Rev. 3
- RG-1.153: “Criteria for Safety Systems”. Rev. 1

Sin embargo, posteriormente, el titular ha remitido el análisis preliminar de la RG-1.32 (carta ANA/DST-L-CSN-2110) y RG-1.105 (carta ANA/DST-L-CSN-2119).

El análisis preliminar de la “Normativa de Aplicación Condicionada asociada a la RPS” remitido por el titular ha sido evaluado por las áreas especialistas del CSN en las materias de su competencia, reflejando los resultados de las evaluaciones en los informes y notas correspondientes que se referencian más abajo. Estas evaluaciones fueron transmitidas al titular por correo electrónico el 16 de abril de 2010 con objeto de acotar el alcance definitivo de la NAC en la reunión convocada el 21 de abril de 2009.

Adicionalmente a las normas analizadas por el titular en el análisis preliminar de la NAC, en las evaluaciones del CSN se incluyen otras normas relevantes cuyo análisis preliminar no fue inicialmente requerido a C. N. Ascó, pero cuyo análisis de detalle ha sido requerido a otras centrales nucleares (RG-1.7 rev. 3, RG-1.68 rev. 3, RG-198 rev. 0, BL-73-02, BL-76-06 y IEEE Std 765-2006), dando coherencia al proceso global de revisión de la NAC emprendido por los titulares a instancias del CSN. Este nuevo grupo de normas solicitadas por el CSN es resultado de la experiencia ganada por las áreas técnicas del CSN durante la evaluación final de las mismas en el marco de la renovación de autorizaciones de explotación de otras centrales, que se han concluido durante los últimos meses.

En la reunión celebrada el 21 de abril de 2009 (acta de reunión ref. CSN/ART/CNASC/AS0/1004/02) los representantes del titular se comprometieron a enviar, en la semana del 26 de abril, el análisis preliminar de algunas normas pendientes de remitir al CSN, así como la información complementaria solicitada sobre otras normas preanalizadas. A este respecto el 26 de abril de 2010 se recibió en el CSN carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2110 (registro entrada nº 40887) y el 3 de mayo de 2010 la carta ANA/DST-L-CSN-2119 (registro entrada nº 40955). Las normas cuyo análisis preliminar requerido no ha sido enviado al CSN se incluirían en la ITC de la NAC, para que el titular realice el análisis de detalle de las mismas, de acuerdo con las decisiones tomadas en la citada reunión del CSN con el titular del 19-10-09.

En la reunión del 21 de abril, en base a las conclusiones de las evaluaciones realizadas por los especialistas del CSN, se analizaron cada una de las normas requeridas y de las adicionales citadas anteriormente, identificando la normativa aplicable que, a criterio del CSN, requiera analizarse y/o incorporarse en las bases de licencia de la central, con objeto de determinar las normas a incluir en la Instrucción Técnica Complementaria del CSN.

En la nota de reunión CSN/ART/CNASC/AS0/1004/02 se relacionan las normas: 1) que deben ser incorporadas en la Instrucción Técnica Complementaria asociada a la Normativa de Aplicación Condicionada para su análisis, 2) cuyo análisis preliminar o información adicional se ha recibido en el CSN con posterioridad a la reunión y están pendientes de su evaluación por las Áreas del CSN, 3) que se deben incluir en la base de licencia, 4) las

normas cuyo análisis de aplicabilidad se deberá realizar en la RPS y, por último,5) las Guías Regulatoras para las que sería necesario realizar análisis de aplicabilidad en el futuro cuando se realicen modificaciones de diseño relacionadas con los aspectos recogidos en la guía.

Las conclusiones de las evaluaciones realizadas por las áreas especialistas en las materias de su competencia de los análisis preliminares efectuados por Ascó y de la información adicional enviada posteriormente de la NAC, se recogen a continuación en esta PDT.

4 INFORMES DE EVALUACION

AREA DE SISTEMAS ELECTRICOS Y DE INSTRUMENTACION Y CONTROL

Informe de Evaluación: CSN/IEV/INEI/AS0/1004/374: “Normativa de aplicación condicionada de C.N. Ascó”

AREA DE SISTEMAS NUCLEARES

Informe de Evaluación: CSN/IEV/SINU/AS0/1004/544: C. N. Ascó. Evaluación del documento “Análisis preliminar de la Normativa de Aplicación Condicionada asociada a la RPS”.

AREA DE SISTEMAS MECANICOS

Nota de evaluación técnica CSN/NET/IMES/AS0/1004/369, Rev. 2: “C. N. Ascó. Normativa de Aplicación Condicionada. Alcance área IMES”

AREA DE SISTEMAS AUXILIARES

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/ISAM/AS0/0907/350: “Normativa de Aplicación Condicionada (NAC). Sistemas de Ventilación”

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/ISAM/AS0/1005/377: “Normativa de Aplicación Condicionada (NAC). Sistemas de Ventilación”

AREA DE RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/ARBM/AS0/1003/366: “Análisis de la normativa de aplicación condicionada asociada a la gestión de los residuos de baja y media actividad”.

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/ARBM/AS0/1004/372: “Análisis de la normativa de aplicación condicionada asociada a la gestión de los residuos de baja y media actividad (RG-1-26)”.

AREA DE GARANTIA DE CALIDAD

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/GACA/AS0/1003/368: "Evaluación del análisis preliminar de la normativa de aplicación condicionada de C. N. Ascó, en los aspectos competencia del Area de Garantía de Calidad”

AREA DE INGENIERIA DEL NUCLEO

Nota interior JPS/10/02: “Propuesta de Instrucción Técnica Complementaria a la Autorización de Explotación de la C. N. Ascó sobre inclusión en su Base de Licencia de la Guía Reguladora RG-1.13 Rev.2”

AREA DE EVALUACION DEL IMPACTO RADIOLOGICO

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/AEIR/AS0/1004/370: “Evaluación de la normativa de Aplicación Condicionada de C.N. Ascó en relación con las consecuencias radiológicas de accidentes y la emisión de efluentes en condiciones normales de operación”

AREA DE CIENCIAS DE LA TIERRA

Nota de Evaluación Técnica CSN/NET/CITI/AS0/1004/375: “Identificación de Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) relativa al emplazamiento y asociada a la operación de C. N. Ascó Y y II”.

5. EVALUACION REALIZADA POR LAS AREAS DEL CSN

La evaluación del análisis preliminar de la NAC remitido por Ascó se ha realizado de acuerdo con el procedimiento PA.IV.17 “Guía de Evaluación de las Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de Centrales Nucleares” y de la ITC sobre la aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 100 (CNASC/AS0/SG/08/33), tratando de mantener la coherencia con respecto a lo requerido a las centrales que iniciaron el proceso con anterioridad a C. N. Ascó.

El objeto de la evaluación ha sido determinar las normas, dentro del alcance de cada Area, que requieren análisis de detalle por parte del titular y que por tanto deben incluirse en la ITC de la NAC o en la RPS, que requieren su incorporación a las bases de licencia de la central, o que van a ser revisados en el ámbito de otros proyectos diferentes a la NAC. A este respecto se ha verificado que:

- El alcance del análisis preliminar realizado por el titular responde a lo requerido por el CSN en la reunión de 19 de octubre de 2009.
- Para cada norma analizada, el titular aporta justificación de su cumplimiento e inclusión en la base de licencia, o bien de la no aplicabilidad de la misma.

A continuación se describe la evaluación realizada por el CSN en las diferentes disciplinas, en los casos más significativos por su impacto, junto con las conclusiones finales de los expertos del CSN.

5.1. NORMATIVA SOBRE SISTEMAS ELÉCTRICOS Y DE INSTRUMENTACIÓN Y CONTROL

A continuación se recogen las Guías Reguladoras (RG), Bulletin (BU) y Generic Letter (GL) objeto de evaluación por el Área de Sistemas Eléctricos e Instrumentación y Control (INEI), su análisis y conclusiones para cada una de ellas.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La posición reguladora en esta RG endosa la norma IEEE-387-1995, si bien aplica numerosas excepciones a la misma. En lo relativo a la implantación de la RG, la NRC expone que se aplicará a centrales nuevas, o bien en el caso de peticiones del titular que voluntariamente proponga iniciar modificaciones que afecten a los Generadores Diesel (GD).

La guía incluye dos aspectos básicos, por un lado trata las pruebas a realizar a los generadores diesel y por otro lado trata ciertos aspectos sobre diseño.

Ascó tiene en su base de licencia la revisión 2 de la guía que endosa la IEEE-387-1977. Si bien en el capítulo 3A del estudio de seguridad se identifican ciertas excepciones al cumplimiento con la misma en cuanto al diseño, ya que el diseño y compra de los GD se hicieron considerando la revisión 0 de la guía reguladora. En lo relativo a pruebas CN Ascó expone que las pruebas de vigilancia recogidas en las ETF cumplen con la revisión 3 de la guía.

En relación a la revisión 4 de la Guía, Ascó ha identificado dos desviaciones que de forma resumida son las siguientes:

- En la posición C.2.2.6 de la norma se requiere que se compruebe la respuesta del generador diesel ante las señales conjuntas de pérdida de suministro exterior e inyección de seguridad, cualquiera que sea el orden en el que éstas se produzcan. Ascó simula el arranque del GD por señal de pérdida de suministro exterior y después del primer escalón introducido por el secuenciador se provoca la entrada de una señal de inyección de seguridad. Sin embargo, no se comprueba el arranque por inyección de seguridad IS y posterior pérdida de suministro exterior.
- En la posición C.2.2.11 se requiere la verificación de que los disparos de primer orden (los que no se baipasan en emergencia) cumplen su función. C.N. Ascó expone que actualmente no se realiza esta verificación.

Con respecto a estas dos desviaciones descritas, INEI expuso en la pasada reunión del 21 de abril que la central debería analizar la posibilidad de realizar una propuesta de cumplimiento con las mismas. Los representantes del titular se comprometieron a enviar información al respecto la semana del 26 de abril. El 3 de mayo de 2010 se recibió en el CSN, adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2119 la información pendiente.

En la citada carta Ascó expone que su posición frente a estas cuestiones es aceptar la incorporación de ambos requerimientos a los procedimientos adecuados, para lo cual se han establecido las pertinentes acciones en la entrada PAC 10/1225.

En el análisis de la posición reguladora C.1.8, que suplementa la cláusula 4.5.4 de la IEEE 387-1995 relativa al baipas de los disparos de protección de los GD en condiciones de emergencia, Ascó indica que esta posición de la guía parece tener alguna incoherencia

puesto que al tratar los disparos de primer orden, de sobrevelocidad y diferencial, parece indicar que deberían ser diseñados con coincidencia lógica cuando éste es un requisito que se impone a los disparos de segundo orden como alternativa a su bypass durante los arranques de emergencia. En el caso de Ascó estas protecciones de sobrevelocidad y diferencial generan el disparo del generador diesel con un solo canal (lógica 1 de 1).

Tras realizar un análisis de la posición reguladora C.1.8, la evaluación del CSN está de acuerdo con lo que en su análisis expone Ascó considerando que la coincidencia lógica únicamente se requiere de forma explícita para otras protecciones (distintas a sobrevelocidad y diferencial) en el caso de que no se baipasen en emergencia. Asimismo hay que tener en cuenta que al igual que C.N. Ascó, en el resto de las centrales españolas, excepto Trillo, las protecciones de sobrevelocidad y diferencial tienen lógica 1 de 1.

Teniendo en cuenta lo anterior, se considera que el diseño de las protecciones de sobrevelocidad y diferencial de los generadores diesel en C.N. Ascó cumpliría la R.G. 1.9 Rv.4, por lo que se concluye que, de acuerdo con el análisis presentado, Ascó cumple la R.G. 1.9 Rv.4, por tanto, se debería **incorporar a las Bases de Licencia** sustituyendo a la R.G. 1.9 Rv.2.

RG- 1.32 “Criteria for Power Systems for Nuclear Power Plants”, rev. 3

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, e inicialmente C.N. Ascó manifestó, por las razones incluidas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054, que no realizaría preanálisis. No obstante, en la reunión aportó una valoración preliminar de cierto detalle, relativa a esta RG y, posteriormente, el 26 de abril de 2010 se recibió en el CSN, adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2110 dicha valoración.

Se considera que tal como estaba previsto inicialmente, C.N. Ascó debe realizar el análisis en profundidad de esta norma, por lo que se **deberá incluir en la ITC** sobre la NAC como normativa que requiere análisis de detalle por parte del titular.

RG-1.63 “Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Plants”, rev. 3

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido remitido su análisis preliminar en la cartas de ref. ANA/DST-L-CSN-2054, ANA/DST-L-CSN-2075 y ANA/DST-L-CSN-2091 enviadas al CSN antes de la reunión.

Los representantes del titular se comprometieron a enviar el análisis preliminar de esta Guía la semana del 26 de abril. El 3 de mayo de 2010 se recibió en el CSN, adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2119 el análisis preliminar de la RG-1.63, rev.3.

C.N. Ascó indica que tiene como base de licencia la R.G. 1.63, rev.2 (julio/1978), la cual endosa la IEEE 317-1976 sujeta a siete excepciones contenidas en las correspondientes posiciones reguladoras.

La IEEE 317-1983 (en cuya elaboración colaboró la NRC) resolvió satisfactoriamente todas las excepciones contenidas en las posiciones reguladoras excepto la correspondiente a la posición reguladora C.1 referente a la protección eléctrica de circuitos de las penetraciones.

Consecuentemente, la R.G. 1.63, rev. 3 endosa la IEEE 317-1983 con una única excepción referente a protección de los circuitos eléctricos para la cual, la posición reguladora C, indica que se debería cumplir la sección 5.4 de la IEEE 741-1986 “Criteria for protection of class 1E power systems and equipment in nuclear power generating stations”.

INEI ha realizado la evaluación de la referida posición reguladora C, el resto de la Guía ha sido evaluada por el área IMES.

La sección 5.4 de la IEEE 741-1986 esencialmente requiere doble protección de los circuitos y es concordante con la posición reguladora C.1 de la R.G. 1.63 rev.2 y con el propio diseño de Ascó, por lo que la evaluación considera que se debería incluir la R.G. 1.63, rev. 3 en las **Bases de Licencia** de Ascó sustituyendo a la R.G. 1.63, rev.2.

RG-1.75 “Physical Independence of Electric Systems”, rev. 3

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, porque admite realizar una evaluación completa, según las razones manifestadas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

El CSN considera que la RG- 1.75, rev. 3 se deberá **incluir en la ITC** sobre la NAC como normativa que requiere análisis de detalle por parte del titular.

RG-1.93 “Availability of Electric Power Sources”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

El análisis de C.N. Ascó revisa las cinco posiciones reguladoras establecidas y concluye que actualmente ya se cumple con lo requerido en ellas. Por ello, la evaluación del CSN considera que se debería incluir en las **bases de licencia**.

RG-1.118 “Periodic testing of electric power and protection systems”, rev. 3

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área INEI y el Área SINU.

Esta guía endosa la IEEE-338-1987, “Criteria for the Periodic Surveillance Testing of Nuclear Power Generating Station Safety Systems”, con algunas excepciones.

Esta guía no es base de licencia, si bien en las bases de diseño y en el estudio de seguridad se ha considerado la norma IEEE-338 en versiones anteriores de 1971 y de 1977.

Del análisis de la norma, Ascó concluye que cumple con la gran mayoría de los requisitos, con la matización de que para el control administrativo y la garantía de calidad de las pruebas se realiza de acuerdo con la norma UNE-73401-1995, en lugar de la norma ANSI recomendada en la IEEE.

La evaluación del CSN, desde el punto de vista del Área Sistemas Eléctricos e Instrumentación y Control, considera **aceptable el análisis de la central**.

RG- 1.128 “Installation Design and Installation of Vented Lead-Acid Storage Batteries for Nuclear Power Plants”, rev. 2

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

La posición reguladora básicamente endosa la IEEE-484-2002.

Ascó no aplicaba tampoco la revisión anterior de la citada guía reguladora, emitida en 1978 y que endosaba la misma norma IEEE-484 del año 1975.

En el análisis se identifican ciertas desviaciones respecto a la norma, básicamente en lo relativo a los procedimientos empleados en planta, todas ellas entendemos que de carácter menor.

Cabe destacar que dentro de los criterios de diseño de la instalación, en lo relativo a la ventilación, la norma requiere que se limite la acumulación de hidrógeno al 1% del volumen total del área de la batería. Ascó expone que dispone de un cálculo del cálculo M-81-16-4 “Ventilación salas de baterías del edificio de control” que determina que con el caudal de ventilación existente, se mantiene la concentración de hidrógeno en las salas de baterías por debajo del 2% con un factor de seguridad del orden de 24.

A solicitud de la evaluación del CSN, en la reunión celebrada con la central el pasado día 21 de abril de 2010, los representantes de ésta, aclararon que el factor de seguridad 24 resulta del cociente entre el caudal de la ventilación instalada (900 ft³/min.) y el caudal calculado para limitar la concentración de hidrógeno al 2% (37 ft³/min.), indicando consecuentemente que la concentración de hidrógeno se mantendrá por debajo del 1% requerido en revisión 2 de la RG 1.128.

También se identifica una desviación relativa a que no se dispone de sensores de flujo de ventilación ni alarmas.

Ascó concluye que el proceso de instalación de baterías seguido cumple ampliamente lo requerido por la guía reguladora, por lo que no se requieren acciones adicionales.

CN Ascó tiene pequeñas desviaciones respecto a esta norma que son fácilmente subsanables, dado que las baterías instaladas hasta ahora no han seguido la norma

fielmente, por lo que no tiene sentido solicitar su inclusión en las bases de licencia, pero la evaluación del CSN considera que es una norma que debe ser considerada en **modificaciones futuras**.

RG-1.129 “Maintenance, Testing, and Replacement of Vented Lead-Acid Storage Batteries for Nuclear Power Plants”, rev. 2

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

Esta guía reguladora básicamente endosa la IEEE Std 450-2002. La revisión 1 de la RG, de 1978, endosaba la IEEE-450-1975. La guía reguladora aplica a centrales en operación si proponen cambios relativos a mantenimiento, prueba y sustitución de baterías plomo-ácido.

Ascó no tiene en su base de licencia la guía reguladora 1.129 ni la IEEE-450-2002, si bien que tiene la IEEE-450-1975.

Dentro del apartado relativo a mantenimiento se identifican algunas diferencias relativas a la frecuencia de registro de algunas variables (limpieza, corrosión, daños en las celdas, temperatura y ventilación ambiente, nivel de electrolito de todos los elementos).

En el apartado relativo a procedimientos de pruebas se identifican también ciertas desviaciones de carácter menor, como por ejemplo, el hecho de no tener establecido un periodo entre la carga de igualación y la prueba de capacidad de 72 horas, como requiere la norma IEEE.

Ascó tiene un programa que coincide, en líneas generales, con lo requerido por la guía reguladora; si bien INEI considera que sería recomendable adaptar los procedimientos existentes en la planta para cumplir lo requerido por la norma, los cambios no se consideran de entidad como para que sea introducida dentro del proceso de análisis en profundidad. Se prevé seguir el tema en las inspecciones que se vayan realizando.

La evaluación del CSN considera, por tanto, que la información proporcionada por C.N. Ascó es suficiente para concluir que **no es necesario que el titular realice análisis** de aplicabilidad de la R.G. 1.129, rev. 2.

RG-1.137 “Fuel-Oil Systems for Standby Diesel Generators”, rev. 1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”.

El titular no ha presentado el análisis preliminar de esta Guía por lo que **se requerirá su análisis en la ITC sobre la NAC**.

RG-1.151 “Instrument Sensing Lines”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054

Esta guía endosa la norma ISA-067.02 de 1980 a la que complementa con cinco posiciones reguladoras. La norma proporciona requisitos sobre diseño, protección física e instalación para líneas sensoras y tubings en centrales nucleares.

El CSN ha evaluado la posición C.1 relativa a que no se compartan líneas sensoras para funciones relacionadas con la seguridad y para funciones de control, la existencia de un sistema de control contra heladas y la existencia una adecuada monitorización y de alarmas para proteger las líneas contra heladas.

C N. Ascó manifiesta que las líneas de instrumentos Clase de seguridad se diseñan con criterios de separación de trenes para evitar el fallo simple (criterio 4.7.3 de la norma IEEE-279-1971), y también se especifica que se tiene una separación mínima entre trenes redundantes para evitar el fallo en modo común y que se produzcan averías múltiples a partir de un suceso único, considerando lo requerido por el apartado 4.7.4 de la IEEE-279-1971.

Ascó dispone de circuitos de calentamiento eléctrico, que se energizan automáticamente cuando la temperatura desciende por debajo del punto de consigna establecido. Además dispone del procedimiento PAE “Condiciones meteorológicas severas” que en caso de temperatura exterior muy baja dirige a la IOF-92 “Respuesta ante heladas en C.N. Ascó”, la cual entre sus acciones incluye la comprobación de los circuitos de traceado eléctrico.

Ascó manifiesta que cumple sustancialmente con los requisitos de la guía y no ha identificado ninguna mejora. La evaluación del CSN considera **aceptable el análisis** de la central.

RG-1.153 “Application of The Single Failure Criterion to Safety Systems”, rev. 2.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C. N. Ascó, por las razones manifestadas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La revisión 1 de la RG 1.153 endosa el estándar IEEE 603-1991 como método válido para cumplir con los requisitos de diseño, fiabilidad, cualificación y pruebas aplicables a las partes eléctrica y de instrumentación y control de los sistemas de seguridad.

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, no obstante, puesto 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, bajo este prisma se considera apropiado incluir esta RG como normativa NAC 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.

La evaluación considera que la revisión 1 de esta RG debe de ser incluida en la NAC, a fin de verificar hasta qué punto el diseño actual recoge lo considerado en la IEEE Std 603-1991. Dada la envergadura de los análisis implicados se propone que se haga con un alcance acotado **al aislamiento de la ventilación de diversos edificios que contengan equipos de seguridad y conexión de la ventilación de emergencia/filtración donde aplique.**

IEEE Std 765-2006 “IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS)”

Esta norma no se identificó en la reunión de octubre de 2009 como norma reguladora identificada en el ámbito de la NAC, por lo que no fue requerido a C.N. Ascó su análisis preliminar.

Esta norma recoge los criterios de diseño del suministro de energía preferente de una central nuclear y sus interfases con los sistemas clase 1E, sistemas de transmisión y fuente de corriente alterna alternativa. El objeto de la norma es proporcionar requisitos sobre el suministro de energía preferente y proporciona una guía en las áreas de interfase con la fuente alternativa, independencia física de circuitos de control y fuerza del suministro preferente. Además aporta consideraciones adicionales para el caso de centrales con varias unidades.

Dada la ausencia de guías reguladoras que desarrollen un método aceptable para dar cumplimiento al criterio general de diseño número 17, en lo relativo a la alimentación de la central desde la red exterior, y dado que esta norma IEEE-765-2006 recoge criterios de diseño y proporciona requisitos sobre el suministro de energía preferente, se considera que esta norma debe ser analizada por la central.

El CSN considera que esta norma deberá ser objeto de un **análisis en profundidad dentro del ámbito de la NAC**, entendiendo que la alternativa consistente en realizar un análisis preliminar de la misma difícilmente aportaría el grado de detalle suficiente para el objetivo buscado.

Guías reguladoras relativas al uso de sistemas digitales

Dentro de la lista de guías reguladoras a analizar por C. N. Ascó, las siguientes son referidas al uso de sistemas digitales en sistemas de seguridad en centrales nucleares y su análisis de aplicabilidad será requerido en **modificaciones de diseño** futuras que introduzcan este tipo de sistemas:

- RG 1.152: “Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev. 2
- RG 1.168: “Verification, Validation, Reviews, and Audits for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev. 1
- RG 1.169: “Configuration Management Plans for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev.0
- RG 1.170: “Software Test Documentation for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev. 0
- RG 1.171: “Software Unit Testing for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev. 0

- RG 1.172: “Software Requirements Specifications for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev. 0
- RG 1.173: “Developing Software Life Cycle Processes for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, rev. 0

Generic Letters y Boletines (BU)

El área de sistemas eléctricos e instrumentación y control (INEI) ha evaluado el análisis preliminar realizado por Ascó respecto al siguiente conjunto de Generic Letters y Boletines, considerando que no es necesario el análisis de ninguna de estas normas.

- GL-80-097 IEB 80-23 Failures Of Solenoid Valves Manufactured By Valcor Engineering Corporation
- 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 STO 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

5.2. NORMATIVA SOBRE SISTEMAS NUCLEARES

El Área de Sistemas Nucleares (SINU), ha evaluado el documento presentado por el titular de C. N. Ascó en su carta de referencia: ANA/DST-L-CSN-2054 recibida en el CSN el 9 de febrero de 2010, así como la información adicional remitida por el titular el día 16 de abril por correo electrónico y la remitida mediante carta ANA/DST-L-CSN-2119 recibida en el CSN el 3 de mayo de 2010.

A continuación se recogen las Guías Regulatorias (RG), Bulletin (BU) y Generic Letter (GL) objeto de evaluación, su análisis y conclusiones para cada una de ellas.

RG-1.7 “Control of Combustible Gas Concentrations in Containment”. Rev. 3

Esta guía no se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, por lo que no fue requerido a C.N. Ascó su análisis preliminar.

Esta guía describe un método considerado aceptable por la NRC para cumplir los requisitos establecidos en la revisión de septiembre de 2003 de la Sección 50.44 del 10 CFR 50 “Combustible gas control for nuclear power reactors”. La NRC realizó dicha revisión siguiendo las recomendaciones del SECY-00-0198, reflejando la posición de que sólo los

gases combustibles generados en un accidente más allá de la base de diseño suponen un riesgo significativo para la integridad de la contención.

La revisión 3 de la RG 1.7 desarrolla los requisitos de la revisión vigente (septiembre de 2003) del 10 CFR 50.44 y establece directrices aplicables a los sistemas de mezcla, control y vigilancia de gases combustibles para mitigar el riesgo asociado con la generación de gases combustibles en accidentes más allá de las bases de diseño. Los ESC instalados para mitigar los sucesos derivados de la generación de este tipo de gases deben diseñarse para que proporcionen una garantía razonable de que operarán en ambientes severos y durante el tiempo que sea necesario.

El apartado C de la guía recoge la posición reguladora: la posición C1 hace referencia a los sistemas de control de gases combustibles, la posición C2 a la monitorización de gases combustibles (C2.1 hidrógeno, C2.2 oxígeno -sólo contenciones inertizadas-) la posición C3 a los sistemas de mezcla, la posición C4 a la producción de H₂ y la posición C5 a la integridad estructural de la contención.

El titular indica en su relación de bases de licencia (ref. 5) que, de acuerdo con la ITC del CSN sobre aplicación de los apartados de los 10 CFR50 y 100 (ref.4), la base de licencia de los sistemas de purga e igualación de presiones, y monitorización de gases combustibles es el 10 CFR 50.44 en su revisión vigente en septiembre de 1999, y la RG 1.07 en revisión 2.

En la ITC de diciembre de 2008, en la que se establecen los apartados del 10 CFR 50 y 100 aplicables a CN Ascó, se indicaba, con respecto al 10 CFR 50.44, que la revisión aplicable era la del 9 de septiembre de 1999 y que el paso a la revisión posterior, de 16 de septiembre de 2003 se realizará, si corresponde, dentro de los procesos de normativa de aplicación condicionada (nota 6 de la ITC).

Dado que la rev. 3 de la RG (que desarrolla la revisión vigente del 10 CFR 50.44) pone énfasis en los accidentes más allá de la base de diseño, se considera necesario que **el titular analice la aplicabilidad de esta revisión** a CN Ascó, poniendo especial énfasis en los siguientes aspectos:

- Fiabilidad, capacidad y funcionalidad del sistema de purga de hidrógeno como sistema de control de hidrógeno a largo plazo, en condiciones de accidente severo y durante el tiempo que sea requerido.
- Fiabilidad, capacidad y funcionalidad de los sistemas de monitorización de hidrógeno en condiciones de accidente severo y durante el tiempo que sea requerido, cumpliendo los requisitos que establece la rev.3 de la RG.
- Efectividad de los sistemas de mezcla de la atmosfera de contención.
- Generación de hidrógeno en contención como consecuencia de los procesos de corrosión asociados al rociado de la contención (identificación de materiales susceptibles y viabilidad de eliminación).

RG-1.45 “Guidance on Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage”, rev. 1.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

El objeto de la guía es establecer métodos aceptables para dar cumplimiento al CGD 30 del apéndice A del 10 CFR50 “Calidad de la Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor”, que requiere que la planta disponga de medios adecuados para detectar e identificar el origen de las fugas de refrigerante del reactor.

Aunque el CGD 14 “Barrera de Presión del Refrigerante del Reactor” establece que la barrera de presión debe diseñarse, fabricarse, erigirse y probarse de manera que se asegure una probabilidad extremadamente baja de fugas, el efecto del envejecimiento, acentuado por las complejas interacciones que los materiales pueden experimentar a lo largo de su vida, puede conducir a la degradación de éstos.

La revisión 0 de la RG es de mayo de 1973. La revisión 1 es más extensa, más explícita y clarificadora en la descripción de los conceptos y criterios que hay tener en cuenta para seleccionar los sistemas de detección de fugas de refrigerante a través de la barrera de presión. La NRC tiene previsto incluirla en el SRP pero, en su caso, sólo será aplicable a nuevos reactores. Las principales diferencias que introduce la rev.1 frente a la rev.0 anterior son las siguientes:

1. Describe, de modo más detallado y ordenado, las ventajas e inconvenientes de los diferentes métodos de medida y localización de fugas, justificando la necesidad de que la planta disponga de distintos métodos y diferente localización física de los sensores para asegurar el nivel de detección deseado y con la anticipación necesaria para poder tomar acciones.
2. Pone énfasis en los avances logrados en los métodos de detección y localización de fugas a partir de los años 70, estableciendo requisitos más exigentes en cuanto a la sensibilidad de los equipos (posición reguladora C.2). No obstante, la rev.0 dejaba ya abierta esta posibilidad y animaba a los licenciarios a seguir y explorar esta vía.
3. Ordena los requisitos reguladores dentro de la posición reguladora (apartado C) en diferentes categorías:
 - **C1 posición general**, que requiere capacidad de detección de fugas identificadas y no identificadas, e incluye, como novedad, el requisito de vigilar las fugas entre sistemas y las fugas de componentes críticos.
 - **C2 posición relativa a la monitorización de fugas**, incluye los requisitos reguladores relativos a monitorización, estableciendo requisitos sobre sensibilidad y tiempo de respuesta, así como sobre los sistemas a incluir en ETFs.
 - **C3 posición relativa a la operación**. Es totalmente nueva, requiere a las plantas el desarrollo de procedimientos de operación adecuados para: seguimiento de tendencias de fuga identificada y no identificada y toma de acciones en función de la evolución de las fugas, estando por debajo de los límites de ETFs.

- **C.4 posición sobre ETFs**, que requiere que se introduzcan límites en ETFs para la fuga identificada, no identificada, y fuga entre sistemas (esto último es nuevo con respecto a la rev.0).

El titular indica que su base de licencia es la revisión 0 de la guía. Con respecto a la revisión 1 el titular considera que las modificaciones que introduce no suponen mejoras significativas sobre el sistema de detección de fugas de que dispone CN Ascó.

De la información suministrada por el titular se puede inferir que cumple con bastantes de los requisitos de la revisión 1 de la RG, pero falta información de detalle sobre algunos puntos importantes; en concreto:

- **Posición C1.3.** CN Ascó indica que dispone de monitorización de componentes críticos (sellos de las RCP, brida de la tapa de la vasija, asiento de válvulas de alivio y seguridad del PRZ); la guía indica que los componentes a vigilar se deben definir en función de la experiencia operativa, de los mecanismos de corrosión identificados y de las acciones de mitigación implantadas por el titular; aunque su alcance parece adecuado, el titular debería confirmar si ha hecho algún análisis de este tipo para determinarlo.
- **Posición C2.1 y C2.2.** Los requisitos sobre la sensibilidad de los equipos (C2.1) se “endurecen” con respecto a la anterior revisión de la RG. CN Ascó no indica si su instrumentación satisface los requisitos de la revisión 1 de la RG.
 - En cuanto al tiempo de respuesta (C2.2), no hay cambios en la rev.1 con respecto a la rev.0 de la RG (1 gpm en una hora), sin embargo, se identifica el problema asociado al tiempo de respuesta de los monitores de gases de contención (IN-2005-24 y RIS 2009-02). No se requieren acciones adicionales sobre este tema, que se está siguiendo dentro de los análisis sistemáticos de cumplimiento de normativa del país de origen.
- **Posición C3.2.** Aunque el titular dispone de un amplio conjunto de procedimientos para seguimiento, identificación y cuantificación de fugas de refrigerante del reactor, hay aspectos de la posición reguladora C3.2 que no quedan claros con la información disponible, sobre todo en lo que se refiere a la secuencia de acciones a tomar en caso de detectarse incrementos de tasa de fuga por debajo de los valores de ETFs. El titular debería indicar si dispone de procedimientos de planta (no prácticas operativas) y cual es su alcance en relación con los requisitos de la posición reguladora C3.2 (i).

Por tanto, se considera necesario que el titular **verifique la conformidad con las posiciones reguladoras C2.1, C3.2 (i) de la RG 1.45 rev.1. Adicionalmente y aunque el alcance parece adecuado, el titular debe confirmar si ha hecho algún tipo de análisis de acuerdo con la posición reguladora C1.3 para definir el conjunto de componentes críticos sometidos a vigilancia.**

En relación con la posición reguladora C4, no existen en las ETFs de CN Ascó límites de fugas a través de las válvulas de aislamiento de presión (indirectamente existen requisitos a través del RV 4.0.5-MISI, pero los criterios de aceptación no están en ETFs). Esta situación es consistente con el NUREG 0452, rev.5 draft que le sirve de referencia. Sin embargo, de acuerdo con criterio 2 del 10 CFR 50.36(c)(2)(ii), (“A process variable, design

feature, or operating restriction that is an initial condition of a design basis accident or transient analysis that either assumes the failure of or presents a challenge to the integrity of a fission product barrier”) el cual forma parte de la base de licencia de CN Ascó (ITC de 26 de noviembre de 2008), los límites de fugas a través de las PIV deben estar recogidos en las ETFs.

Se ha acordado internamente en el CSN dejar la posición reguladora C4 fuera de la NAC, con vistas a su posible inclusión en la RPS, de la cual también se excluiría en caso de que el titular concretara formalmente su intención de iniciar un proceso de migración a las ETFs mejoradas, que ya ha anunciado verbalmente, ya que el documento NUREG 1431 “Standard Technical Specifications- Westinghouse Plants” incluye explícitamente límites de fugas para las PIV, de acuerdo con el criterio 2 del 10 CFR 50.36).

RG-1.53 “Application of The Single Failure Criterion to Safety Systems”, rev. 2.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C. N. Ascó, por las razones manifestadas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La sección 50.55a Codes and Standards del 10CFR50 requiere en su apartado (h) que los sistemas de protección cumplan con el estándar IEEE 279-1971 Criteria for Protection Systems for Nuclear Power Generating Stations ó con el IEEE 603-1991 Criteria for Safety Systems for Nuclear Power Generating Stations, dependiendo el acogimiento a uno u otro de la fecha en que la autorización de construcción fuese emitida. Para las centrales cuyo permiso es posterior al 1 de enero de 1971 pero anterior al 13 de mayo de 1999 es posible el cumplimiento de uno u otro estándar.

La RG-1.53 en su revisión 0 de junio de 1973 endosa la IEEE 379-1972 como guía aceptable, aunque matizada por cuatro posiciones reguladoras, para la aplicación del criterio de fallo único según los criterios establecidos en la sección 4.2 del IEEE-279-1971.

Es preciso indicar que la revisión 0 de la RG 1.53 endosaba el estándar IEEE 379-1972 como *guía en pruebas (trial-use)* y dejaba abierta la posibilidad de que el estándar pudiera sufrir modificaciones conforme se ganase experiencia en su aplicación.

En octubre de 2003 se editó la revisión 1 de la RG-1.53, que 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 mantiene la validez del 379-2000 para la aplicación del criterio de fallo único al suministro eléctrico, instrumentación, y control de los sistemas de seguridad pero, en el caso de los reactores que se encuentran en operación, limita el alcance de su aplicación a los sistemas de protección, entendidos estos como subconjunto de los sistemas de seguridad. Así mismo recomienda “fuertemente” (pero no requiere) la aplicación de los estándares 603-1991 y 379-2000 en todo su alcance (sistemas de seguridad y no sólo sistema de protección) para modificaciones futuras.

La NRC se vio obligada a realizar esta aclaración debido al diferente alcance de los estándares IEEE-279-1971, que aplica a los “sistemas de protección”, e IEEE-603-1991, que aplica a los “sistemas de seguridad”. El estándar IEEE-379-2000 aplica igualmente a los sistemas de seguridad.

El estándar IEEE-379-2000 incluye dentro de su alcance, además de los sistemas eléctricos, las interfases “inevitables” con sistemas mecánicos (por ejemplo *tubings* de instrumentación); estas interfases se deben considerar una parte más del sistema eléctrico. Conforme a la definición contenida en el IEE-279-1971 el “sistema de protección” incluye todos los dispositivos mecánicos, eléctricos y circuitería involucrados en la generación de las señales asociadas a la función de protección; esto incluye desde los sensores hasta los dispositivos finales de actuación. Las señales asociadas a la función de protección incluyen aquellas que provocan el disparo del reactor y las que inician las salvaguardias, como el aislamiento de la contención, rociado del núcleo, inyección de seguridad, etc.

En la relación de bases de licencia de Ascó (remitida al CSN mediante carta de referencia ANA/DST-CSN-1997, de 29 de octubre de 2009) se indica que la base de licencia es la revisión 0 de la RG, de 1973.

La rev.2 de la RG 1.53 sería aplicable a las plantas actualmente en operación, caso de CN Ascó, limitando el alcance del estándar IEEE 379-2000 a los sistemas de protección, entendidos estos como un subconjunto de los sistemas de seguridad.

Cabe indicar que de acuerdo con las definiciones de los estándares IEEE 279-1971 y 379-2000, las partes mecánicas (*tubings* de instrumentación p ej.), forman parte del sistema de protección y deben estar diseñados para cumplir el criterio de fallo único.

Así mismo cabe indicar que, de acuerdo con la definición del estándar IEEE 279-1971, la iniciación de los sistemas de salvaguardia es una función de protección, es decir, es parte del sistema de protección y por tanto debe estar diseñada y construida de acuerdo con los estándares IEEE 279-1971 y 379-2000.

Como posición evaluadora final, se considera necesario un análisis de detalle por parte del titular para verificar que el diseño de las interfases mecánicas de los sistemas de protección de planta está conforme a lo establecido en las revisión 2 de la RG-1.53 sobre el cumplimiento del criterio de fallo único.

De acuerdo con la rev.2 de la RG, el área evaluadora recomienda (y por tanto no se requiere que se incluya en la ITC) la aplicación de los estándares IEEE 603-1991 y 379-2000 en todo su alcance (sistemas de seguridad y no sólo sistema de protección) para modificaciones de diseño futuras que tengan un claro nexo con el contenido de esta guía.

RG-1.68 “Initial Test Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants”. Rev 3

Esta guía no se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, por lo que no fue requerido a C. N. Ascó su análisis preliminar.

La RG establece un método aceptable para la NRC para cumplir los requisitos del CGD 1 del apéndice A del 10 CFR50, criterio XI del apéndice B del 10 CFR50 y sección 50.34 del 10 CFR 50.

La RG establece requisitos de prueba sobre los sistemas de la planta para verificar sus características, i) comprobando que se comportan de acuerdo con sus especificaciones de diseño y ii) validando, hasta donde sea posible, los modelos analíticos, verificando la validez de las hipótesis y conservadurismos considerados para predecir la respuesta de la planta ante transitorios y accidentes postulados. Incluye pruebas en servicio, pruebas previas al arranque, durante el arranque y la subida de potencia.

No se ha realizado análisis preliminar al entender que es de aplicación sólo a las pruebas iniciales. La base de licencia de CN Asco es la rev.1 de la RG, de enero de 1977, según se ha comprobado en el documento “relación de bases de licencia”.

Aunque el título de la RG induce a pensar que su uso se limita a las pruebas prenucleares y por tanto pueda parecer que no hay lugar a considerar revisiones posteriores con vistas a su aplicación, pueden darse circunstancias a lo largo de la vida de la planta, como la realización de modificaciones significativas de diseño sobre determinados sistemas que afecten o puedan afectar a las características consideradas en los análisis de seguridad, o grandes modificaciones de diseño como por ejemplo aumentos de potencia, en los que las pruebas “ad hoc” se deberán realizar siguiendo un programa de pruebas de acuerdo con la RG 1.68.

En el caso concreto de los aumentos de potencia, el apartado 14.2.1 “Generic guidelines for extended power uprate testing programs” del capítulo 14 del SRP incluye los requisitos de prueba tras la modificación, remitiendo en varias ocasiones a la RG 1.68.

Así pues, la rev.3 de la RG 1.68 se considera aplicable a las **modificaciones futuras** que se lleven a cabo en CN Ascó y que tengan un claro nexo con el propósito de la guía, con un alcance limitado que dependerá de la situación específica que motive su uso.

RG-1.105 “Instrument Setpoints for Safety Related Systems”, rev. 3.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, por las razones manifestadas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La RG 1.105 establece un método considerado aceptable para dar cumplimiento a los siguientes requisitos reguladores:

- CGD 13, del Apéndice A del 10 CFR50, “Instrumentation and control”
- CGD 20, “Protection systems functions”
- 10 CFR50.36, “Technical Specifications” (párrafo (c) (1)(ii)(A))

La guía endosa la parte 1 de la norma ISA-S67.04-1994, “Setpoints for nuclear safety related instrumentation”, como adecuada para asegurar que los puntos de consigna de la instrumentación relacionada con la seguridad, se establecen y mantienen dentro de los límites de las especificaciones técnicas. En la posición reguladora se introducen los matices siguientes:

- C1. Establece un criterio de aceptación para las incertidumbres. El estándar (ISA) establece el método de cálculo pero no el criterio de aceptación.
- C2. Los códigos de la industria y estándares a los que la ISA hace referencia no son de obligado cumplimiento salvo que la NRC los haya endosado separadamente en la regulación.
- C3. Los puntos de tarado (LSSS) de los sistemas de seguridad deben estar en ETFs de acuerdo con el 10 CFR50.36 (la ISA establece que pueden estar en ETFs o en procedimientos).
- C4. Establece que la relación entre el valor permitido, la metodología de cálculo del punto de tarado y los requisitos de prueba debe de estar documentada.

Esta revisión de la ISA del año 94 sirvió para solventar problemas previamente identificados por la NRC (relativos fundamentalmente a interpretaciones erróneas de las tolerancias contempladas en las metodologías de determinación de los puntos de tarado y carencias en la verificación de las derivas de los instrumentos conforme a los intervalos de vigilancia establecidos). En este sentido la NRC incluye un listado con numerosas deficiencias identificadas que considera resueltas con la revisión del 94. Además, la revisión del 94 es consistente con los programas de ETFs mejoradas.

Un aspecto diferencial que introduce la rev. 3 de la RG 1.105 es que considera adecuado utilizar una “aproximación gradual” de la ISA-S67.04-1994 para la determinación de puntos de tarado de instrumentación de sistemas de no seguridad utilizada para mantener los límites de diseño descritos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Como ejemplo, la RG menciona instrumentación requerida para Procedimientos de Operación de Emergencia (POEs), para verificar cumplimiento con las CLOs, y para vigilar las variables de la RG 1.97.

La relación de bases de licencia de CN Ascó no incluye la RG 1.105 y en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2119, recibida en el CSN el 3 de mayo de 2010, el titular indica que se han utilizado como referencia los siguientes documentos de Westinghouse:

- WENX 97-29 “Westinghouse setpoint methodology for protection system. Ascó 1 and II”, revisión 3. Calcula los puntos de consigna relacionados con la seguridad, conteniendo las incertidumbres de los componentes individuales del canal.
- WENX 98-34 “Emergency recovery guidelines”. Contiene las incertidumbres de los canales de indicación o registro relacionados con los procedimientos de emergencia y de los cuales se puede extraer la incertidumbre de algunos canales de vigilancia pos-accidente y de la ETF.
- WENX 94-18 “Ascó unit 1 setpoint análisis for the cold overpressure mitigating system (COMS)”. Contiene la incertidumbre de los canales de indicación relacionados con el COMS y de los que se puede extraer la incertidumbre de algunos canales de indicación relacionados con las ETF de Ascó I.
- WENX 94-39 “Ascó unit 2 setpoint análisis for the cold overpressure mitigating system (COMS)”. Contiene la incertidumbre de los canales de indicación relacionados con el COMS y de los que se puede extraer la incertidumbre de algunos canales de indicación relacionados con las ETF de Ascó II.

La revisión 3 de la guía endosa la revisión de la ISA-S67 del 94, mientras que la rev.2 endosaba la revisión de la ISA del 82. Como ya se ha indicado y de acuerdo con la información suministrada en el apartado B de la RG, la revisión de la ISA del 94 solventa

numerosos problemas previamente identificados por la NRC asociados a otras metodologías.

La evaluación realizada por el CSN dentro del ámbito de sistemas nucleares se limita a aquellos aspectos de la guía aplicables a instrumentación no relacionada con la seguridad (es decir, no recogida en las tablas 2.2-1 y 3.3-4 de las ETFs) pero que vigila variables (y conlleva acciones) de ETFs, de POEs o de la RG 1.97.

El área evaluadora considera que, en general, se debería aplicar una metodología de cálculo de puntos de tarado que tenga en cuenta tanto las incertidumbres de la medida como la deriva de la instrumentación para, como mínimo, la instrumentación que se utilice en la vigilancia de variables que: i) permitan mantener límites contemplados en las ETFs (aunque la instrumentación no esté relacionada con la seguridad), ii) impliquen acciones en procedimientos de operación de emergencia o iii) estén en la RG 1.97. En este sentido, la recomendación que hace la NRC sobre la aplicación mediante una “aproximación gradual” de la metodología de la ISA-S67.04-94 se considera adecuada. Así pues, se considera necesario que el titular verifique la conformidad con la rev.3 de la RG de acuerdo con lo indicado.

De acuerdo con la información suministrada por el titular, el WENX 98-34 contiene las incertidumbres de los canales de indicación o registro relacionados con los POEs, por lo que este punto quedaría fuera del alcance del análisis requerido; no ha aportado información que confirme si está cubierta la totalidad del alcance de la RG 1.97. También se observa que en casos concretos, como en el cálculo del punto de tarado de las válvulas de alivio del presionador (PORV) para el Sistema de mitigación de sobrepresiones en frío (COMS), el titular ha tenido en cuenta el cálculo de incertidumbres, pero tampoco es extrapolable a la totalidad de las ETFs.

Así pues, la posición evaluadora final es que el titular debe analizar en detalle el grado de cumplimiento con la RG 1.105 rev.3 en relación con la instrumentación que vigila variables que permiten mantener límites contemplados en ETFs (además de las tablas de los capítulos 2 y 3) o requerida en condiciones post-accidente de acuerdo con la RG 1.97.

No obstante, debido a las características “genéricas” de la problemática asociada a las incertidumbres de la instrumentación y a que a las centrales de Almaraz y Vandellós 2 no se les ha requerido en sus respectivas ITC de la NAC, se ha acordado internamente dentro de la DSN **dejar este tema fuera del alcance de las NAC** actualmente en curso, dado que se considera más adecuado abordar esta problemática a través de los nuevos requisitos que se establecen en las futuras Instrucciones del Consejo sobre ETFs y POEs, cuya emisión está prevista para finales de 2010, en las que se establecerán plazos adecuados de resolución a través de las correspondientes disposiciones transitorias. Este tema ha sido ya comentado con el Sector en la reunión del grupo mixto CSN-UNESA del día 7 de mayo de 2010

RG-1.118 “Periodic Testing of Electric Power and Protection Systems”, rev. 3.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área de Sistemas Nucleares y el Área de Ingeniería Eléctrica e Instrumentación.

La sección 50.55a “Codes and Standards” del 10CFR50 requiere en su apartado (h) el cumplimiento del estándar IEEE 279-1971 aplicable a los sistemas de protección. Los criterios relativos a las pruebas de los sistemas de protección y eléctricos se encuentran en las secciones 4.9 y 4.10 de este estándar, además de lo establecido en el criterio XI del Apéndice B y en los CGD 18 y 21 del apéndice A del 10CFR50, aplicables respectivamente a sistemas eléctricos y de protección.

Esta revisión de la RG endosa el estándar IEEE 338-1987 como guía válida para cumplir con los requisitos identificados en el párrafo anterior, con las excepciones que se concretan en tres posiciones reguladoras:

- C1. Las definiciones de “sistema de seguridad”, “función de seguridad” y “grupo de seguridad” son las recogidas en el estándar IEEE 603-1991 en lugar de las de la IEEE-338-1987.
- C2. Sólo se admiten conexiones provisionales de prueba en situaciones muy particulares, bien sea porque los sistemas de seguridad dispongan por diseño de dispositivos diseñados específicamente para la conexión de equipos de prueba portátiles o porque su uso sea estrictamente necesario ya que de lo contrario se produciría el disparo del canal asociado; en cualquier caso se debe asegurar que los equipos quedan normalizados después de la prueba.
- C3. Las pruebas funcionales de la lógica comprenderán todos los componentes de la lógica (relés y contactos, unidades de disparo, elementos de estado sólido, etc) del circuito lógico, desde tan cerca del sensor como sea posible, pero sin incluir el dispositivo actuado.

La RG 1.118 no es base de licencia de C. N. Ascó; no obstante el titular indica que en el ES y en las bases de diseño se ha contemplado las norma IEEE-338 (endosada por la RG 1.118) en sus revisiones de 1971 para los sistemas de instrumentación y protección relacionados con la seguridad y de 1977 para los sistemas eléctricos de potencia de clase 1E.

El titular analiza en detalle el grado de cumplimiento con las posiciones reguladoras de la RG 1.118 rev.3 (que endosa norma la IEEE 338-1987) y por otro lado el grado de cumplimiento con la propia norma.

En cuanto a las posiciones reguladoras, el titular concluye que cumple con lo indicado en las posiciones C2 y C3. En cuanto a la posición C1, indica que las de función y grupo de seguridad en ambas normas son idénticas salvo sendas notas aclaratorias. En cuanto a la definición de sistema de seguridad, indica que la diferencia entre las definiciones no afecta al alcance actual de los sistemas de seguridad en CN Ascó.

En relación con la IEEE 338-1987, el titular realiza un análisis de cumplimiento muy detallado, punto por punto, y concluye que el grado de cumplimiento con la norma por parte de CN Ascó es alto, con matices en cuanto al cumplimiento simultaneo con otras normas en ella referenciadas. Concretamente, el ANSI/ANS 3.2-1982 relativo a controles administrativos y garantía de calidad, en cuyo lugar CN Ascó está aplicando la norma UNE-734401-1995 “Garantía de calidad en centrales nucleares” según indica su Manual de Garantía de calidad y las normas ANSI/IEEE-308-980 y ANSI/IEEE-603-1980, que están

en proceso de análisis dentro del ámbito de la NAC a través de las RG 1.32 rev.2 (endosa la IEEE-308 de 2001) y las RG 1.53, rev.2 y RG 1.153, rev.1 (que endosan las revisión IEEE-603 de 1991).

De la información recogida en la parte descriptiva de la RG 1.118, rev.3 (apartados A y B) no se desprende que se hayan introducidos cambios sustanciales en relación con las revisiones anteriores de la RG y por ende, de las revisiones anteriores del IEE-338, aunque sí pueden haberse incluido modificaciones de cierta importancia, como las relativas a las definiciones de sistemas de seguridad, función de seguridad y grupo de seguridad de acuerdo con la posición reguladora C1 (las de la IEE-603-1991 en lugar de las de la IEE-338-1987).

De acuerdo con la información suministrada por CN Ascó, aunque la RG 1.118 no es BL, podría estar cumpliendo con los requisitos de la rev.3.

La evaluación realizada en el ámbito de Área de Sistemas Nucleares se centra en los aspectos relacionados con la realización de pruebas, concretamente con el cumplimiento por parte de CN Ascó de la posición reguladora C2 y, de acuerdo con la información suministrada por el titular, su cumplimiento está garantizado a través de los procedimientos de prueba (vigilancia y otros) y del procedimiento administrativo que regulan el uso de puentes eléctricos o la desconexión de terminales durante mantenimiento o prueba. Adicionalmente y en caso de que una alteración no quede resuelta tras la conclusión de un procedimiento, el titular indica que éste deberá tratarse como cambio temporal de acuerdo con el procedimiento administrativo de control de cambios temporales.

CN Ascó considera que cumple la RG 1.118 rev.3 en lo que se refiere a la posición reguladora C2 y como tal, la evaluación concluye que se **debe incorporar a sus bases de licencia**.

RG-1.167 “Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área SINU, el Área IMES y el Área CITI.

El párrafo IV (a) (3) del apéndice S “Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants” al 10 CFR50, requiere la parada de la planta si el movimiento vibratorio supera el OBE (sismo base de operación) o si se han producido daños significativos en la planta. Antes de reiniciar las operaciones, el licenciatario debe demostrar que no se han producido daños funcionales sobre las “características de los sistemas” necesarias para la operación continuada, sin incurrir en riesgos indebidos sobre la salud y la seguridad del público.

Los datos obtenidos de la instrumentación sísmica y el *walkdown* o paseo por planta (la RG 1.166 establece criterios para la parada) se utilizan para decidir si la planta debe parar después de un terremoto (si es que no se ha producido la parada como consecuencia de las perturbaciones provocadas por el sismo).

El documento EPRI-NP-6695 establece directrices que permiten a los licenciarios identificar y valorar los efectos de un terremoto sobre la planta.

La RG 1.167 considera las secciones del documento de EPRI relativas a la inspección posterior a la parada y a las pruebas, criterios de inspección, personal que debe realizar la inspección, documentación a remitir a la NRC (en nuestro caso al CSN) y evaluaciones a largo plazo (figura 3-2, secciones 5.3.2, 5.3.3, 5.3.4, 5.3.5 y 6.3) como un método aceptable para cumplir los requisitos del párrafo IV (a) (3) del apéndice S al 10 CFR50, salvo las excepciones que se detallan en las posiciones reguladoras C1 y C2, relativas a las evaluaciones a largo plazo (sección 6.3 de EPRI). En concreto la posición C1 hace referencia a los análisis de tensiones (criterios de aceptación y determinación del impacto de las tensiones sufridas sobre la funcionalidad del componente si se superan los criterios de aceptación) y la posición C2 al cumplimiento de las bases de licencia.

El titular indica que la RG no forma parte de la base de licencia de CN Ascó, pero que sus actuaciones después de la ocurrencia de un terremoto, procedimentadas en la guía DST-01, se han establecido siguiendo las directrices de la misma. Además el titular incluye la referencia a los distintos procedimientos de actuación de CN Ascó relacionados con el sistema de instrumentación sísmica y actuación en caso de sismo.

El titular indica así mismo que se ha emitido una acción correctora para actualizar la guía DST-01, incluyendo el requisito de “enviar al CSN la documentación recopilada tras las inspecciones realizadas tras la parada de la planta y las evaluaciones a largo término”.

Se considera necesario que las centrales dispongan de procedimientos adecuados para la realización de las inspecciones y pruebas necesarias para valorar el impacto de un sismo sobre la funcionalidad de los equipos antes del arranque de la planta.

De acuerdo con lo indicado por el titular, la guía DST-01 se ha desarrollado siguiendo las directrices del documento de EPRI, secciones 5.3.2 a 5.3.5.

En la reunión del 21 de abril se solicitó al titular información adicional para determinar si la RG se puede incorporar a la base de licencia de C.N. Ascó, o si por el contrario es necesario pedir un análisis de detalle sobre el cumplimiento con la sección 6.3 del documento de EPRI y con las posiciones reguladoras C1 y C2, todo ello relativo a las actuaciones a largo plazo.

En la carta ANA/DST-L-CSN-2119 recibida en el CSN el 3 de mayo de 2010, el titular remite la información adicional solicitada. La posición evaluadora final con respecto a esta RG, adoptada conjuntamente por las áreas competentes IMES, CITI y SINU, es que **no se requieren acciones adicionales y la RG 1.167 rev. 0 se deberá incorporar a la BL.**

Generic Letters

Generic Letter 79-46 “Containment Purging and Venting During Normal Operation. Guidelines for Valve Operability”. Septiembre 1979

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificadas en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizadas por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Mediante esta GL la NRC requiere a las centrales la verificación (lo antes posible) de la operabilidad de las válvulas de purga y venteo de la contención siguiendo las directrices que la NRC establece en la GL. La operabilidad de las válvulas debe demostrarse mediante análisis, pruebas en banco, pruebas *in-situ* o mediante combinación de los anteriores. Además debe determinarse la integridad del sellado después del cierre de la válvula y durante su exposición a las condiciones ambientales del accidente. Hay que poner énfasis en los efectos de la radiación y del rociado químico sobre el sellado durante el accidente.

El titular analiza simultáneamente las GL 79-46 y 79-54. El titular indica que el diseño de su sistema de purga de la contención y los requisitos de ETFs (3/4.6.1.8) sobre éste garantizan el cumplimiento con la posición interina de la RG 79-54; no dice nada con respecto a la GL 79-46 que establece modos y requisitos para determinar la operabilidad de las válvulas de aislamiento de la purga en condiciones de LOCA.

Además indica que la revisión 2 de la BTP CSB 6-4 es base de licencia de CN Ascó. Se considera que se refiere a la revisión 2 de la sección 6.2.4 (sistema de aislamiento de la contención) del NUREG 800 que data de 1981 y que lleva anexa la BTP-CMB 6-4. Actualmente la BTP, en revisión 3 (marzo de 2007), se presenta como documento independiente a la sección 6.2.4 del SRP (también en revisión 3, de 2007).

La GL 79-46 y la GL 79-54 (evaluada en el apartado siguiente de esta PDT) alertan sobre un problema relacionado con la capacidad de aislamiento de las líneas de purga de la contención que posteriormente (tras TMI) fue abordado aún con mayor profundidad (reflejado en otras GL como la 82-16, el propio NUREG 0737, o las revisiones posteriores de la sección 6.2.4 y de la BTP-CMB-6-4), estableciendo limitaciones muy estrictas a la apertura de las válvulas de purga y ventilación de la contención durante los modos en los que la contención es requerida.

Concretamente, la BTP CSB 6-4 establece una serie de requisitos para garantizar que las válvulas de aislamiento del recinto de contención pertenecientes a los sistemas de purga y venteo de la contención sean capaces de cerrar de forma estanca en caso de LOCA durante la operación a potencia, arranque, espera caliente y parada caliente. Estas válvulas de aislamiento plantean problemas de seguridad relativos a la capacidad del actuador para vencer la contrapresión ejercida por un accidente base de diseño y al mantenimiento de la estanqueidad del asiento tanto por deterioro en operación normal, lo que originaría una excesiva tasa de fugas, como por posibles incrustaciones en sus sellos de detritus originados por la rotura de una tubería de sistemas de alta energía.

De acuerdo con las ETFs vigentes de CN Ascó y con la información suministrada por el titular, las válvulas de purga de 48” se pueden abrir hasta un total de 90 h/año en modos 3 y 4. Esta excepción (o “flexibilidad operativa”), que probablemente (el titular no dice nada al respecto) proviene de la rev.2 de la sección 6.2.4 del SRP (1981), está explícitamente excluida del *draft* de la revisión 3, de 1996 (aparece tachada) y de la propia revisión 3, del SPR 6.2.4, de 2007. Tampoco está contemplada en la BTP en su revisión actual, por lo que, dentro de la NAC ligada a la RPS y al nuevo permiso de explotación, esta excepción no se considera admisible.

En la misma línea, el NUREG 0452 (CLO 3.6.1.8), documento de referencia para las ETFs de CN Ascó, requiere que las válvulas de 48" permanezcan enclavadas cerradas en modos 1, 2, 3 y 4 y el NUREG 1431 mantiene el mismo requisito.

Adicionalmente, en la GL 82-16 (NUREG 0737 "Technical Specifications") de septiembre de 1982, dirigida a todos los licenciarios de reactores PWR, se indica (punto 7) que las especificaciones técnicas relativas a las válvulas de purga de la contención deben incluir el requisito de que dichas válvulas permanezcan enclavadas cerradas excepto cuando se requieran para actividades relacionadas con la seguridad.

Por último, se ha comprobado que en la actualidad y dentro del proceso de migración de las ETFs-PWR a las ETF Mejoradas (NUREG 1431) llevado a cabo por las centrales nucleares americanas (programa MERITS), las ETF de las centrales americanas no contemplan la flexibilidad operativa de la que hace uso CN Ascó. De hecho, no se permite, ni siquiera bajo control administrativo, la apertura de las válvulas de 48", que deben permanecer enclavadas cerradas en modos 1, 2, 3 y 4. Sólo se permite la apertura, bajo control administrativo, de las líneas de 8" y sólo en caso de que sea necesario por criterios ALARA, control de presión o calidad del aire para la entrada de personal.

En cuanto a la línea de igualación de presiones del sistema de purga, en las ETFs se indica que las válvulas de aislamiento de esta línea son de 8" pero en el P&ID se observa que la penetración es de 12", y lo mismo se indica en la tabla 6.2-58 del EFS.

En la carta de referencia ANA/DST-L-CSN-017, de 1999, se mencionan una serie de informes que documentan la demostración de la operabilidad de las válvulas de aislamiento en caso de LOCA (Punto 1.A de la BTP), pero no se indica que se hayan seguido las directrices de la GL 79-46. En la misma carta se menciona la futura instalación de rejillas en las líneas de igualación de presiones en CN Ascó I y II (punto 1.G de la BTP) pero en el EFS no se mencionan dichas rejillas ni sus características en cuanto a clase de seguridad y símica. Tampoco se dice nada con respecto a la instalación de rejillas en la línea de purga post-accidente (2") (aunque estas válvulas están cerradas en operación normal, el debris no debería impedir su apertura en condiciones post-accidente; ver evaluación de la RG 1.7).

Así pues, se considera que el **análisis de cumplimiento con las GL 79-46 y 54 realizado por el titular es incompleto y debe realizarse teniendo en cuenta los requisitos actuales de exigencia sobre el aislamiento de los sistemas de purga de la contención. Concretamente el titular debe verificar la conformidad del diseño del sistema de purga e igualación de presiones de la contención de CN Ascó con cada uno de los puntos de la BTP 6-4 revisión 3 y con el punto 7 de la GL 82-16 y, en función de los resultados, revisar la consistencia de la ETF 3 /4.6.1.8 con las especificaciones técnicas estándar.**

Generic Letter 79-54 "Containment purging and venting during normal operation".

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como "guía reguladora identificadas en el ámbito de la NAC", habiendo sido preanalizadas por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Mediante esta GL la NRC solicita a los titulares de centrales nucleares el compromiso de operar de acuerdo a la "Interim position for containment purge and vent valve operation

pending resolution of isolation valve operability”. En esta posición la NRC solicita minimizar el tiempo de apertura de las válvulas de purga y venteo de la contención durante la operación normal. La operación de purga y venteo debe estar justificada para mejorar las condiciones de trabajo para realizar vigilancias o mantenimientos de equipos relacionados con la seguridad.

La posición de la NRC también pide mantener cerradas las citadas válvulas cuando el reactor no se encuentra en parada caliente o recarga hasta que se pueda garantizar que pueden cerrar en los tiempos especificados en ETF en caso de accidente. Además es necesario confirmar que las señales de aislamiento de las válvulas de purga no se anulan cuando se aísla o deriva una de ellas.

La posición del titular y la evaluación del CSN se reflejan en el apartado anterior, relativo a la GL 79-46.

Generic Letter 80-14 “LWR Primary Coolant System Pressure Isolation Valves”, febrero 1980

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

En esta GL se incluyen los métodos considerados válidos por la NRC para asegurar la integridad de las válvulas de retención que son válvulas de interfase entre sistemas de alta y baja presión. Estos métodos son los siguientes:

- (1) Vigilancia continua de la presión en el lado de baja presión de cada válvula de retención.
- (2) Realización de pruebas de fugas en las válvulas, en cada Parada de la Planta y después de haber abierto cada válvula.
- (3) Realización de pruebas de ultrasonidos en las válvulas, en cada Parada de la Planta y después de haber abierto cada válvula.
- (4) Realización de radiografías en las válvulas, en cada Parada de la Planta y después de haber abierto cada válvula.

La GL indica que pueden usarse estos métodos combinados u otras provisiones equivalentes.

El titular indica que las válvulas de retención, compuerta y globo que actúan como barrera de presión entre el refrigerante primario y los sistemas de baja presión están identificadas en el PS-37 “Procedimiento de prueba de fugas de válvulas que separan alta y baja presión”; además indica que la configuración de las válvulas de retención incluidas en este procedimiento corresponde a la del escenario planteado en la GL. Indica así mismo que son ASME III, clase 1 y categoría sísmica 1, y que se someten a pruebas periódicas (fugas y operabilidad, RV 4.0.5).

La GL establece que cualquier combinación de los métodos mencionados se considera aceptable y en el caso de CN Ascó se dispone de vigilancia periódica. Adicionalmente y aunque el titular no lo menciona en este apartado, dispone (respuesta RG 1.45) del PS-53 “Balance de agua del sistema de refrigerante del reactor” que cuantifica cada 72 h las fugas

de refrigerante primario. Aunque es inespecífico y no constituye una monitorización continua, podría alertar de potenciales fugas a través de las PIV durante la operación a potencia.

La conclusión del titular es que satisface los requisitos de la GL para las válvulas de aislamiento de presión que conectan el primario con los sistemas de baja presión.

No obstante, la GL no se limita a las conexiones del primario con los sistemas de baja presión sino en general, a las interconexiones entre sistemas de alta y baja presión. De acuerdo con ello, en la reunión mantenida el día 21 de abril de 2010 se pidió al titular información adicional sobre las potenciales interconexiones entre sistemas de alta y baja presión en los términos expresados en la GL 80-14.

En la carta ANA/DST-L-CSN-2119 recibida en el CSN el 3 de mayo de 2010, el titular remite información adicional con respecto a este punto, indicando que ha revisado las conexiones entre sistemas de alta y baja presión, descartando que haya más válvulas de retención, además de las previamente analizadas, que cumplan la función de aislamiento de presión y cuyo fallo pudiera conducir a la ocurrencia de un LOCA de interfase. Así pues, **no se requieren acciones adicionales con respecto a la GL 80-14, que se deberá incorporar a la BL de CN Ascó.**

Generic Letter 80-21 “Vacuum Condition Resulting in Damage to Chemical Volume Control System (CVCS) Holdup Tanks”, marzo 1980

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Esta GL endosa el IE Bulletin 80-05 que recomienda disponer de dispositivos que protejan de la formación de vacío en el TCV (u otros tanques que contengan agua del primario) que podría provocar la rotura y producir un camino de descarga de efluentes radiactivos bипasando las barreras existentes.

Requiere medidas de protección contra vacío, como la instalación de rompedoras de vacío u otros métodos, como mantener presurizado el tanque. En cualquiera de los casos, cualquier método de control propuesto o existente debe tener en cuenta la necesidad de evitar los posibles efectos asociados a la operación o fallo del sistema de control empleado (por ejemplo, la posibilidad de mezcla explosiva si se utiliza hidrógeno).

El titular indica que el único tanque afectado por la problemática identificada en la carta es el TCV. Este tanque no dispone de válvulas rompedoras de vacío pero está presurizado con H_2 (1,27 Kg/cm² según EFS) y dispone de un sistema de control de presión y nivel que lo protegen frente a potenciales situaciones que puedan provocar vacío en el tanque.

El titular sólo ha analizado el TCV. Sin embargo, existen otros tanques como los de drenajes de equipos y suelos, o incluso el tanque de agua de recarga que, según la acción nº 1 de la GL deberían ser analizados y que el titular no ha considerado.

En cuanto al TCV y de acuerdo con la información suministrada por el titular, el tanque dispone de protección adecuada para evitar la formación de vacío. Sin embargo, la GL

requiere también que se analicen las potenciales consecuencias adversas de los sistemas de protección existentes; concretamente, si el tanque está presurizado (caso del TCV de CN Ascó) se deben verificar las protecciones frente a la posibilidad de que se cree una mezcla explosiva en el tanque. Además requiere, en el caso de tanques presurizados, verificar que la capacidad del sistema de aporte de gas permite mantener la presión del tanque cuando se está aspirando al máximo caudal posible. CN Ascó no ha incluido información respecto a estos dos puntos.

En la reunión mantenida el 21 de abril de 2010 se transmitió al titular que el análisis preliminar con respecto a la GL se consideraba incompleto, quedando pendientes los siguientes puntos:

1. Analizar otros tanques como los de drenaje de suelos y equipos, o incluso el tanque de agua de recarga, de acuerdo con lo requerido en el punto 1 de la GL.
2. En cuanto al TCV, el titular debe verificar los siguientes puntos:
 - Medidas de protección frente a la formación de mezclas explosivas en el tanque.
 - Capacidad de la línea de aporte de H_2 para mantener la presión en el tanque cuando el caudal de aspiración es el máximo posible.

En la carta ANA/DST-L-CSN-2119 recibida en el CSN el 3 de mayo de 2010, el titular incluye información adicional con respecto a estos puntos.

En relación con el punto 1, el titular ha analizado los siguientes tanques:

- Tanques de drenajes del refrigerante del reactor, 10T02, indicando que dispone de un sistema de aporte automático de N_2 que controla la presión en el tanque.
- Tanque de retención de desechos líquidos, 22T01, indicando también que dispone de un sistema de aporte automático de N_2 que controla la presión en el tanque.
- Tanques asociados al sistema de drenajes de suelos, 21T04, 21T03 y 21T07, indicando que los tres son tanques atmosféricos, abiertos al exterior.

Indica además que todos estos tanques disponen de un sistema de control de nivel que dispara las bombas de aspiración en caso de superar el punto de consigna de bajo nivel.

- Tanque de agua de recarga, 14T01, también atmosférico, indicando que está diseñado para mantener presión atmosférica en su interior en todas las situaciones operativas postuladas.

En relación con el punto 2.1, el titular ha analizado las medidas de protección frente a la formación de mezclas explosivas en el TCV, indicando que para las operaciones normales el tanque dispone de un suministro de N_2 que permite inertizar la atmósfera del mismo cuando sea requerido, siguiendo la IOP-1.07 “Sistema de control químico y volumétrico”. Indica además que el tanque no dispone de rompedoras de vacío o discos de ruptura cuya potencial apertura pudiera dar lugar a la formación de mezclas explosivas.

Con respecto al punto 2.2 el titular indica que el tanque se aísla en modo inyección de seguridad y que, en cualquier caso, ante un descenso de nivel por ser la demanda superior al aporte, la válvula controladora de suministro de H_2 abriría para tratar de mantener la presión y ante una situación de muy bajo nivel se produciría el aislamiento del tanque.

De acuerdo con la información suministrada por el titular los tanques analizados dentro del alcance de la GL cumplen los requisitos de la norma y por tanto, **no se requieren acciones adicionales con respecto a esta GL, que se deberá incorporar a la base de licencia de CN Ascó.**

IE Bulletins de la NRC

Boletín 73-02 “Malfunction of containment purge supply valve switch”, Julio 1973

Esta guía no se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”. Posteriormente, Ascó ha realizado el análisis preliminar de este boletín.

Este boletín requiere revisar el diseño de los circuitos de control de las válvulas de aislamiento del sistema de ventilación de la contención para determinar si el fallo de un interruptor de control podría provocar el fallo simultáneo de las válvulas de suministro o de extracción. Asimismo requiere modificar el circuito de control de manera que cada válvula de purga redundante sea operada mediante su respectivo interruptor y no con uno común para los dos.

El titular indica que las válvulas de aislamiento del sistema de purga de la contención de C.N. Ascó disponen de interruptores de control individuales, por lo que el fallo de un interruptor de control solamente afectaría a la válvula correspondiente. Así mismo indica que la alimentación eléctrica y las señales de aislamiento de la contención proceden de tren “A” para las válvulas exteriores y de tren “B” para las válvulas interiores. El titular concluye que las válvulas de aislamiento del sistema de purga de la contención de C.N. Ascó no son vulnerables al fallo simple descrito en el IEB.

De acuerdo con la información suministrada por el titular el diseño de los circuitos de control de las válvulas de aislamiento del sistema de purga e igualación de presiones de CN Ascó no se ve afectado por la problemática de la que alerta el IEB, por lo que **no se requieren acciones adicionales.**

Boletín 76-06 “Diaphragm failures in air operated auxiliary actuators for safety/relief valves”, Julio 1976

Este boletín no se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, por lo que no se requirió su análisis preliminar a C.N. Ascó.

Este boletín describe malfunciones del diafragma del actuador de una válvula neumática compuesto de goma de silicona reforzado de tejido “Dacron” por el excesivo calor al que estuvo sometido, como consecuencia del montaje de aislamiento térmico del actuador contrario a las instrucciones del fabricante.

El boletín requiere que se verifique que: 1) el aislamiento montado en las válvulas de alivio actuadas por diafragma y relacionadas con la seguridad en fluidos de alta temperatura ha sido montado de acuerdo con las instrucciones del fabricante y que no existe aislamiento en la parte superior de la válvula, 2) asegurar que en los procedimientos se incluye la inspección de los diafragmas de las válvulas y 3) asegurar a través del fabricante que el diafragma es adecuado para las condiciones ambientales a las que se exponen.

Se considera necesario que el titular **analice en detalle el cumplimiento con lo indicado en el IEB 76-06.**

Con respecto al punto 3), el titular debe comprobar que las características del diafragma de las válvulas son adecuadas a las condiciones ambientales a las que se exponen en operación normal y siempre que se requieran para mitigar las consecuencias de accidentes, aunque no sean accidentes base de diseño; para ello el titular deberá analizar las secuencias accidentales del APS en las que se dé crédito a la operación de válvulas neumáticas de alivio/seguridad para satisfacer el criterio de éxito (por ejemplo, secuencias en la que se de crédito al feed and bleed del primario). En el caso de accidentes fuera de la base de diseño se debe tener una garantía razonable de que las membranas van a soportar las condiciones ambientales sin impedir que las válvulas cumplan su función.

5.3. NORMATIVA SOBRE SISTEMAS AUXILIARES

- SISTEMAS DE VENTILACIÓN

Se ha evaluado el análisis preliminar de las normas iniciales seleccionadas en el proceso de la establecimiento de la NAC que están relacionadas con las competencias del Area de Sistemas Auxiliares y Mntenimiento (ISAM), en lo que se refiere a sistemas de ventilación y de agua de refrigeración para valorar si deben formar parte de la NAC de Ascó para las siguientes guías reguladoras y otra normativa:

- SISTEMAS DE VENTILACIÓN

En la reunión del 19 octubre de 2009 se acordó que el análisis de aplicabilidad de la RG 1.52 y la RG1.140 se incluiría en la documentación generada por el titular sobre el sistema de ventilación del Edificio de Combustible en respuesta a la condición, 9b de la apreciación favorable del Plan de Actuaciones previstas por C.N. Ascó tras la emisión de partículas radiactivas en áreas exteriores (carta de referencia CNASC-AS0-08-01). Esta documentación (informe 2010/023) se recibió en el CSN adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2062 el 24.02.10.

R.G-1.52 “Design, inspection and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants”. Rev. 3

En su documentación el titular indica que está incluida en sus bases de licencia la revisión 3 de la RG 1.52. Se considera aceptable.

RG-1.140 "Design, Inspection and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Post-Accident Engineered-Safety-Feature Atmosphere Cleanup Systems in Light Water Cooled Nuclear Power Plants". Rev 2, 2001.

El titular indica en el informe 2010/023 que “para el cumplimiento con esta guía reguladora se utilizan las normas ASME N509/510 que se analizan en el presente documento”. Con relación a esta afirmación se considera que el cumplimiento con ASME N509/N510 no implica que se cumpla en su totalidad la RG, ya que ésta abarca otros aspectos no cubiertos por el ASME. (Es condición necesaria cumplir ASME pero no suficiente).

Por tanto, el titular deberá realizar el análisis de la RG 1.140 revisión 2 incluyendo:

- Listado de todas las unidades de filtración de la planta cuya función sea la de limpiar de contaminación ambiental radiactiva el aire durante la operación normal.
- Indicar si la revisión 1 es base de licencia de los sistemas de ventilación afectados y su grado de cumplimiento.

Los representantes del titular se comprometieron a enviar dicha información la semana del 26 de abril. El 3 de mayo de 2010 se recibió en el CSN, adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2119 un análisis detallado del cumplimiento de dicha R.G-1.140, rev. 2, donde se concluye que se cumple con la misma salvo en los siguientes aspectos:

1. Las unidades de filtración 80A10, 80A06A/B y 81A22A/B/C no disponen de filtros HEPA aguas abajo de los filtros de carbón. Para determinar la necesidad de instalar dichos filtros el titular ha abierto una acción correctora de toma de muestras periódicas con objeto de comprobar el arrastre de partículas de carbón.
2. Ciertas unidades de filtración no disponen de resistencias calefactoras con objeto de reducir la humedad del aire a la entrada de las mismas. Con objeto de determinar la necesidad de su instalación el titular ha abierto una acción correctora con la cual revisará los cálculos de las condiciones del aire a la entrada de las unidades de filtración.
3. Ciertas unidades de filtración no disponen de toda la instrumentación requerida por la norma ASME N509-1989 referenciada por la R.G.1.1.40.
4. El titular no realiza las pruebas de determinación de eficiencia in-situ de los filtros HEPA en las unidades de filtración 82A09 y 82A10.
5. Para las unidades de filtración 80A06 A/B la eficiencia obtenida en laboratorio de las muestras de carbón activo está establecida en el 90%. La tabla 1 de la R.G. 1.140 establece un valor del 95%.

El CSN concluye que el proceso de renovación de la autorización de explotación deberá resolver todos estos aspectos, y que el titular deberá de aplicar la R.G. 1.140 revisión 2 para las nuevas **modificaciones de diseño de los sistemas de filtración indicados en su informe o para el diseño de nuevos sistemas cuyas funciones caigan dentro del ámbito de esta normativa.**

ASME AG-1, 1997 “Code on nuclear air and gas treatment”

Esta norma forma parte de la base de licencia de Ascó. La revisión aplicable es la de 1997 y no la de 2003 tal y como se recoge en la carta ANA/DST-L-CSN-1997, ya que ésta no está endosada por la NRC.

Debe definirse el alcance de esta normativa y cuál es su ámbito de aplicación, ya que aplicaría en las **modificaciones de diseño** o diseño de nuevos sistemas de ventilación que no estuvieran cubiertos por la RG 1.52 ó RG 1.140. Es decir, aplicaría al diseño de sistemas de ventilación relacionados con la seguridad.

ASME N511, 2007 “In-service testing of nuclear air treatment, heating, ventilation and air-conditioning systems”

Esta norma se identificó en la reunión de octubre de 2009 como norma reguladora identificada en el ámbito de la NAC, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la cartas de ref. ANA/DST-L-CSN-2054, ANA/DST-L-CSN-2075 y ANA/DST-L-CSN-2091.

Esta norma aplica a las pruebas periódicas exigibles a todos los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad. Para los sistemas de filtración esta norma es complementaria a la N510 endosada por la RG 1.52 y RG 1.140. Este ASME se ha utilizado en los nuevos diseños licenciados y no cubiertos por los anteriores, por lo que se debe incluir en el proceso de normativa de aplicación condicionada.

A este respecto, los representantes del titular se comprometieron a enviar el análisis preliminar de esta norma la semana del 26 de abril. El 3 de mayo de 2010 se recibió en el CSN, adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2119 el análisis preliminar del ASME N511, 2007.

En su análisis el titular indica que en general cumple esta norma con excepción de las pruebas de vibraciones, pruebas de velocidad, medida de tiempos de actuación de las compuertas y pruebas de rendimiento de equipos de refrigeración y acondicionamiento.

En consecuencia, el CSN concluye que el proceso de renovación de la autorización de explotación deberá de resolver todas estas excepciones en el programa de las pruebas anteriormente citadas en todos aquellos sistemas de ventilación relacionados con la seguridad y en sistemas de filtración que tengan como Base de Licencia la RG 1.140.

– SISTEMAS DE AGUA DE REFRIGERACIÓN

RG-1.13 " Spent Fuel Storage Facility Design Basis", rev. 2

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, por las razones manifestadas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Esta guía forma parte de la base de licencia de Ascó en revisión 1 de 1975. Posteriormente, en marzo de 2007 la NRC ha emitido la revisión 2 de dicha Guía Reguladora que contiene cambios significativos respecto a la anterior revisión. Por ello, se considera que C.N. Ascó deberá analizar la aplicabilidad de la RG-1.13 rev. 2 en **modificaciones futuras de la**

central, relativas a la refrigeración de la piscina de combustible.

5.4. NORMATIVA SOBRE SISTEMAS MECANICOS Y ESTRUCTURALES

Se ha evaluado el análisis preliminar de las normas iniciales seleccionadas en el proceso de la establecimiento de la NAC que están relacionadas con las competencias del Area de Sistemas Mecánicos y Estructurales (IMES) para valorar si deben formar parte de la ITC sobre NAC para las siguientes Guías Regulatorias y Cartas Genéricas:

RG-1.29 “Seismic design classification”, rev. 4

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “normativa cuya aplicabilidad se debe analizar en modificaciones futuras de la central”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, por lo que se considera que ANAV comparte esta valoración.

La RG-1.29, rev. 4 describe un método aceptable por la NRC para identificar y clasificar las estructuras, sistemas y componentes (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.

Las principales diferencias entre la revisión 4 y la revisión 3 son las siguientes:

- Introduce el Apéndice S del 10 CFR 50 “Earthquake engineering criteria for nuclear power plants” en lugar del Apéndice A “Seismic and geologic siting criteria for nuclear power plants”, para centrales con licencia de operación posterior a junio de 1.997. Para centrales con permiso de construcción anterior a enero de 1.997 el Apéndice A sigue siendo aplicable.
- Para el cálculo de la dosis potencial en el exterior de la planta, además de la RG-1-4, indica la R.G. 183 como un método alternativo aceptable.
- Modifica la posición 3 de la Guía en el sentido de que en la interfase entre ESC de categoría sísmica I y no categoría sísmica el análisis dinámico debería extenderse hasta el primer anclaje en la zona no categoría sísmica o hasta una distancia para la que se consideren aceptables los resultados del análisis en categoría sísmica, en lugar de únicamente el primer anclaje en la zona no categoría sísmica.
- Introduce la posición 5 por la que se requiere que se utilice la R.G. 1.189 para calificar las ESC de PCI frente al SSE.

C.N. Ascó tiene como Base de Licencia la revisión 3 de la guía. En base a las diferencias entre ambas revisiones y al ámbito de aplicación definido por la propia guía, la evaluación del CSN considera que la aplicabilidad de la R.G. 1.29 rev. 4 deberá ser analizada en **modificaciones futuras** de la central.

RG-1.37 “Quality Assurance requirements for Cleaning of fluid Systems and associated components of water-cooled nuclear power plants”, rev. 1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área IMES y el Área GACA.

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.

En la actualidad C.N. Ascó tiene como base de licencia la revisión 0 de la guía, de acuerdo a lo recogido en el Apéndice 3A del Estudio de Seguridad.

En la nueva posición reguladora C.3 de la guía que hace referencia a la conveniencia de cumplir con las precauciones que sobre el uso de soluciones de limpieza alcalinas y agentes quelantes 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.

Por parte de IMES se considera que estas precauciones identificadas por la revisión 1 de la R.G. 1.37 tienen suficiente soporte técnico como para no ser cuestionadas.

En su el análisis preliminar Ascó identifica todas las diferencias entre la revisión 1 de la guía y la anterior. En cuanto al estado de cumplimiento, afirma que de la comparación efectuada entre el ANSI N45.2.1 y el ASME NQA-1-1994 se concluyó por parte de la NRC que, aunque el texto puede haber cambiado, la intención y el contenido no lo han hecho.

Por parte del CSN se considera que esta respuesta no aporta información técnica suficiente sobre el grado de aplicabilidad de la posición reguladora C.3.

Por tanto, teniendo en cuenta lo anterior y que el apartado “Implementation” de la nueva revisión de la guía afirma que es de aplicación a centrales en operación que propongan iniciar voluntariamente modificaciones de diseño, se considera que en los aspectos competencia del Área IMES, C.N. Ascó deberá analizar en **modificaciones futuras** de la central la aplicabilidad de la revisión 1 de la R.G. 1.37, rev. 1.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

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, 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 nueva revisión de la R.G. 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. Ascó 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 C.N. Ascó afirma que para los recubrimientos a efectuar dispone de la especificación A-041, en revisión 4, 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 la revisión 1 de la R.G. 1.54.

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 requerir a C.N. Ascó un análisis adicional** de la R.G. 1.54, rev. 1 en la ITC sobre la NAC.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

Esta guía especifica los valores de amortiguamiento que la NRC considera aceptables 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.

Esta guía reguladora actualiza los valores de amortiguamiento aceptables en los análisis de respuesta sísmica de ESC categoría sísmica II de acuerdo con el 10 CFR 50. El apéndice S especifica los requisitos para la implantación del CGD 2 con respecto a terremotos.

La revisión 1 modifica 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 anterior estaban englobados genéricamente como “equipos y tubería grande”. Además, en la posición 2, unifica todas las tuberías, independientemente de su diámetro.

En cuanto al estado de cumplimiento de C.N. Ascó con la guía se concluye que los valores de amortiguamiento utilizados son iguales o inferiores a los requeridos por la rev. 0.

Por parte del CSN se considera que las diferencias entre ambas revisiones, especialmente la nueva correlación entre amortiguamiento/nivel de tensiones de estructuras y los valores de amortiguamiento para materiales no incluidos en la anterior revisión de la guía, junto a que la guía es de aplicación a centrales en operación que propongan iniciar voluntariamente

modificaciones de diseño justifica que la aplicabilidad de la R.G. 1.61 rev. 1 sea analizada en **modificaciones futuras** de la central.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Esta guía proporciona un método aceptable por la NRC para implantar los requisitos del Apéndice A del 10 CFR 50, específicamente el CGD 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.

Las principales diferencias que introduce la revisión 1 de la guía con respecto a la anterior son, además de cumplir con los requisitos de ASME III y IX (común para ambas):

- Renumeración de los párrafos aplicables de la sección IX de ASME, debido a que referencia la edición de 1992.
- Requiere la calificación del soldador, por simulación, cuando se haya de emplear algún medio indirecto para observar el proceso de soldadura, como puede ser un espejo (anteriormente solo se requería la simulación en condiciones de acceso restringido).
- Introduce la necesidad de recalificación del soldador cuando la calificación expire según el párrafo QW-320 de ASME IX.

C.N. Ascó 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. En esta documentación se afirma 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.

Se considera que las diferencias entre ambas revisiones, especialmente la calificación del soldador por simulación cuando se haya de emplear algún medio indirecto para observar el proceso de soldadura, aunque en la actualidad esté implementada en la práctica, justifican que la aplicabilidad de la R.G. 1.71 rev. 1 sea analizada en **modificaciones futuras** de la central.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

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 importantes para la seguridad.

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

La rev. 2 de la R.G. 1.92 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.

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. Ascó realice análisis** de aplicabilidad de la R.G. 1.92 rev.2.

RG-1.124 “Service limits and loading combinations for class 1 linear type supports”, rev. 2.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “normativa cuya aplicabilidad se debe analizar en **modificaciones futuras** de la central”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, por lo que se considera que ANAV comparte esta valoración.

RG-1.130 “Service limits and loading combinations for class 1 plate and shell type component supports”, rev. 2

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Esta guía proporciona valores aceptables de límites de servicio y combinaciones de carga asociados a operación normal, accidentes postulados y sucesos sísmicos para el diseño de soportes tipo “Plate and shell” de componentes y tuberías, tal como se definen en la Subsección NF de ASME III.

Los soportes placa y chapa son principalmente los faldones y silletas de la vasija.

Esta guía proporciona los límites aceptables para los niveles de servicio y las combinaciones apropiadas de cargas en operación normal, accidentes postulados y sucesos sísmicos para el diseño de componentes y soportes de tuberías Clase I de tipo lineal. La subdivisión NF de ASME III permite el uso de varios métodos para el diseño de estos componentes. Para cada método, ASME especifica la tensión admisible o los límites de carga para los niveles de servicio de ASME. Dado que ASME no especifica las combinaciones de carga, la guía proporciona las bases para el diseño de soportes.

En el preanálisis realizado por C.N. Ascó se afirma que se ha utilizado ASME III-NF para el diseño de componentes y tuberías Clase I, considerándose las cargas térmicas, combinación de cargas mecánicas y sísmicas y contemplándose la posibilidad de un evento

de alcance SSE; asimismo se afirma que se ha utilizado la sección III de ASME en la especificación de materiales Clase I y se han aplicado métodos de cálculo diversos, bajo criterios NF. Por último concluye que la guía está enfocada a centrales de nueva construcción, sin que existan diferencias fundamentales con las prácticas y criterios empleados en el proyecto de C.N. Ascó, y que supongan un incremento significativo en la seguridad nuclear.

Por parte del CSN se da crédito a que los componentes de C.N. Ascó han sido diseñados de acuerdo con ASME III-NF y que los métodos de cálculo utilizados, incluidas las combinaciones de carga, han sido los adecuados. No obstante, la RG-1.130 identifica una carencia de ASME, el método a utilizar para las combinaciones de carga, que será el utilizado por la NRC para sus futuras evaluaciones, tanto de centrales en construcción, como de centrales en explotación que acometan modificaciones de diseño, tal como aparece en el apartado D.2 “Implementation” de la nueva revisión de la guía.

Por tanto, en base a lo anterior, se considera que C.N. Ascó deberá analizar la aplicabilidad de la RG-1.130 rev. 2 cuando aborde una **modificación de diseño que tenga un claro nexo con el contenido de la misma**.

RG-1.136 “Design limits, loading combinations, materials, construction and testing of concrete containments”, rev. 3

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “normativa cuya aplicabilidad se debe analizar en **modificaciones futuras** de la central”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, por lo que se considera que ANAV comparte esta valoración.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

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 la R.G. 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.

La revisión de esta guía se emite por los siguientes motivos:

- Se incorpora la norma ACI 349-97 “code requirements for nuclear safety related concrete structures a excepción del apéndice B “Steel embedments”; los requisitos del código están basados principalmente en la norma ACI-318-95 “Building Code requirements for structural concrete”.
- Se incorporan las combinaciones de carga de la norma ACI 349-97 para el SSE y OBE del apéndice S del 10 CFR 50 “earthquake engineering” . La guía indica que este apéndice no es aplicable a plantas que ya estuvieran en operación.

- Indica la utilización de programas de garantía de calidad basados en ASME NQA-2, en lugar de ANSI N45.2.5.

Esta guía no es base de licencia de C.N. Ascó. El diseño de la planta tampoco contempla la aplicación del código ACI-349-97; en el proyecto de sustitución de los generadores de vapor, se referenció la edición de 1985. En C.N. Ascó, la referencia básica para las estructuras objeto de la guía es la norma española EH-73, “Instrucción para el proyecto y la ejecución de obras de hormigón en masa o armado”.

Respecto al Apéndice S del 10 CFR 50 “Earthquake engineering criteria for nuclear power plants”, no es aplicable a C.N. Ascó, de acuerdo con la Instrucción Técnica Complementaria sobre la aplicabilidad de los apartados del 10 CFR 50 y 10 CFR 100.

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. Ascó realice análisis** de aplicabilidad de la R.G. 1.142, rev.2.

RG-1.148 “Functional Specification for Active Valve Assemblies in Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

No obstante lo anterior, se ha comprobado por parte del CSN que esta guía ha sido eliminada mediante el documento de ref. NRC-2010-0013 publicado en el Federal Register de 19 de enero de 2010.

Por lo tanto se considera que **no es necesario que C.N. Ascó realice análisis** de aplicabilidad de la R.G. 1.148, rev. 0.

RG-1.156 “Environmental Qualification of connection Assemblies for Nuclear Power Plants”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

Esta guía endosa la norma IEEE-572-1985, indicando que utilizada juntamente con la RG-1.89, es un método aceptable para satisfacer los requisitos reguladores de la NRC.

En su contestación, C.N. Ascó afirma que en general, ni los conectores ni los sellos utilizados contemplan el cumplimiento con la RG-1.156. El análisis de la calificación de los conectores se ha realizado con los requisitos de la RG-1.89, la RG-1.100, el NUREG 588 y las normas IEEE-323-1974, IEEE-383-1974 e IEEE-344-1975, conjuntando entre ellas el espíritu de la RG-1.156 y de la IEEE-572-1985. Por último, C.N. Ascó concluye que los últimos modelos de conectores adquiridos (Namco, Patel y EGS) cumplen con los requisitos de la IEEE-572-1985.

El apartado “Implementation” de la guía define su aplicabilidad a instalaciones con permiso de construcción posterior al 30/11/1987 o con solicitud de permiso de explotación posterior al 30/05/1988 o a las que voluntariamente se comprometan a cumplirla. Ni la guía ni la norma IEEE-572-1985 son base de licencia de C.N. Ascó.

Por parte del CSN se considera que la RG- 1.156, rev. 0 deberá incluirse en la ITC sobre la NAC como **normativa que requiere análisis, identificándose las diferencias entre la IEEE-572-1985 y las normas utilizadas hasta la fecha por C.N. Ascó.**

RG-1.158 “Qualification of Safety-Related Lead Storage Batteries for Nuclear Power Plants”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

El preanálisis de esta guía se evaluó por el Área INEI. La RG-1.158 endosa la IEEE-535-198, sin excepciones. C.N. Ascó dispone de baterías de plomo fuera de contención, siendo por tanto aplicable lo que establece la guía.

El requisito básico de la guía es que las baterías instaladas con posterioridad a 1989 deberán cualificarse de acuerdo con los requisitos de la norma IEEE-535-1986. Ni la guía ni la norma IEEE son base de licencia de C.N. Ascó. Con respecto al apartado “Implementation” de la guía se afirma que aplica a todas las centrales nucleares que sustituyan baterías.

Ascó manifiesta que no tiene ni la guía reguladora ni la IEEE endosada en sus bases de licencia. En relación a la calificación de la nuevas baterías modelo Tudor, 26GroE2600, se expone que el dossier de las mismas se encuentra todavía en fase de elaboración y que dicho dossier justificará el cumplimiento con las prácticas de la IEEE-535-1986.

Por parte del Área IMES se considera que para concluir que C.N. Ascó cumple con los requisitos de la RG-1.158 y de la IEEE-535-1986 endosada, se requiere conocer los resultados del dossier en elaboración y su análisis posterior, por lo que a efectos de la NAC se propone que la R.G.-1.158 se incluya en la ITC como normativa que requiere análisis.

En base a lo anterior se considera que la RG-1.158, rev.0 **deberá incluirse en la ITC sobre la NAC como normativa que requiere análisis.**

RG-1.167 “Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event”, rev.0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

De acuerdo con la Nota de Reunión técnica de ref. CSN/ART/CNASC/AS0/1004/02 los representantes del titular se comprometieron a enviar, la semana del 26 de abril, información adicional sobre la acción correctora 09/4536/02 a la guía DST-01. Mediante carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2119, C.N. Ascó aportó la información solicitada.

La evaluación del preanálisis del Titular ha sido realizada por el Área SINU, con el apoyo de CITI e IMES.

El párrafo IV (a) (3) del apéndice S “Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants” al 10 CFR50, requiere la parada de la planta si el movimiento vibratorio supera el OBE (sismo base de operación) o si se han producido daños significativos en la planta. Antes de reiniciar las operaciones, el licenciatarario debe demostrar que no se han producido daños funcionales sobre las “características de los sistemas” necesarias para la operación continuada, sin incurrir en riesgos indebidos sobre la salud y la seguridad del público.

Los datos obtenidos de la instrumentación sísmica y el *walkdown* o paseo por planta (la RG 1.166 establece criterios para la parada) se utilizan para decidir si la planta debe parar después de un terremoto (si es que no se ha producido la parada como consecuencia de las perturbaciones provocadas por el sismo).

El documento EPRI-NP-6695 establece directrices que permiten a los licenciatarios identificar y valorar los efectos de un terremoto sobre la planta.

La RG 1.167 considera las secciones del documento de EPRI relativas a la inspección posterior a la parada y a las pruebas, criterios de inspección, personal que debe realizar la inspección, documentación a remitir a la NRC (en nuestro caso al CSN) y evaluaciones a largo plazo (figura 3-2, secciones 5.3.2, 5.3.3, 5.3.4, 5.3.5 y 6.3) como un método aceptable para cumplir los requisitos del párrafo IV (a) (3) del apéndice S al 10 CFR50, salvo las excepciones que se detallan en las posiciones reguladoras C1 y C2, relativas a las evaluaciones a largo plazo (sección 6.3 de EPRI). En concreto la posición C1 hace referencia a los análisis de tensiones (criterios de aceptación y determinación del impacto de las tensiones sufridas sobre la funcionalidad del componente si se superan los criterios de aceptación) y la posición C2 al cumplimiento de las bases de licencia.

El titular indica que la RG no forma parte de la base de licencia de CN Ascó, pero que sus actuaciones después de la ocurrencia de un terremoto, procedimentadas en la guía DST-01, se han establecido siguiendo las directrices de la misma. Además el titular incluye la referencia a los distintos procedimientos de actuación de CN Ascó relacionados con el sistema de instrumentación sísmica y actuación en caso de sismo.

El titular indica así mismo que se ha emitido una acción correctora para actualizar la guía DST-01, incluyendo el requisito de “enviar al CSN la documentación recopilada tras las inspecciones realizadas tras la parada de la planta y las evaluaciones a largo término”.

Como consecuencia de la solicitud de ampliación de información por parte del CSN acerca de si la evaluación a largo plazo se efectuaría con la profundidad que pide la RG-167 y, concretamente, si la inspección pos-seismo contempla los análisis estructurales, C.N. Ascó afirma que la guía DST-01 en su capítulo 6 establece los criterios para efectuar las inspecciones y la evaluación de las mismas, definiendo los niveles de daño. Asimismo, añade, en otros Anexos se recogen la relación de equipos y estructuras a inspeccionar, las inspecciones a realizar en cada equipo y las evaluaciones de las mismas

Teniendo en cuenta lo anterior, así como la importancia de garantizar el estado de la planta para su funcionamiento tras verse afectada por un Sismo Base de Operación (OBE), se

considera que la RG-1.167, rev.0 **se deberá incluir en las Bases de Licencia de C.N. Ascó.**

Se acepta la afirmación proporcionada por el Titular en el sentido de que la guía DST-01, una vez implantada y cerrada la acción correctora 09/4536/02, se ha establecido y revisado atendiendo a los requisitos de la RG-1.167, por lo que no se requiere su inclusión en la ITC sobre la NAC como normativa que requiere análisis.

RG-1.199 “Anchoring Components and Structural Supports in Concrete”, rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

De acuerdo con el Acta de Reunión de ref. CSN-C-DSN-09-234, dentro del ámbito de la NAC se evaluará solamente el cumplimiento con la posición reguladora 1.6 de la guía; el resto de posiciones reguladoras se tratará en el marco de la Revisión Periódica de la Seguridad.

La NRC publicó en 1.979 el Boletín 79-02 “Pipe support base plate designs using concrete expansion anchor bolts” solicitando a los titulares de las centrales una revisión del proyecto e instalación de los soportes con pernos de expansión en hormigón para sistemas de tuberías de categoría sísmica I.

Como consecuencia de las contestaciones de las plantas americanas al IEB 79-02, la NRC detectó ciertas inconsistencias que dieron lugar a programas de investigación por parte de la industria que desembocaron en 1.980 en el Apéndice B al ACI 349-80; la metodología del Ap. B al ACI 349-80 se basó en una cantidad limitada de datos.

En 1.980 la NRC designó la calificación sísmica de equipos en centrales en operación como Unresolved Safety Issue (USI A-46). Entre otras cosas, este USI identificaba como necesario asegurar que los anclajes de los soportes eran capaces de resistir las cargas sísmicas.

El Seismic Qualification Utility Group (SQUG) emitió un Generic Implementation Plan (GIP), aprobado por la NRC, que incluía criterios, procedimientos de rondas de inspección, así como información relativa a resistencia de pernos y que resolvían aspectos del USI A-46.

Desde la emisión del Ap. B al ACI349-80 y de la resolución del USI A-46 se han realizado numerosas actividades por ACI, EPRI, NUREG, etc. Estos trabajos cuestionaron la metodología de diseño del Ap. B al ACI 349-80 (comportamiento de los pernos con determinadas geometrías y cargas, etc.). Finalmente en febrero de 2001 el ACI 349 emitió una revisión al Apéndice B.

Esta guía 1.199 endosa el nuevo Apéndice B del ACI 349-01 con algunas excepciones, describiendo un método aceptable por la NRC para cumplir los requisitos reguladores respecto al diseño y análisis de anclajes de acero utilizados para componentes y soportes estructurales sobre hormigón; la posición reguladora 1.6 remite a la sección B.9

“Installation of anchors”, la cual describe el programa específico de inspecciones a efectuar en la instalación de pernos de expansión.

En el preanálisis de la R.G. 1.199 presentado por C.N. Ascó se identifican las especificaciones de la central aplicables al empleo, inspección y ensayo de pernos. Se añade que para los pernos de nueva instalación se siguen las instrucciones del fabricante, tal como requiere el apartado B.9.1 del Código ACI-349-01. La especificación C-135 fue actualizada en 2008 para cumplir con el apartado B.9.1 del código antes citado.

Por parte del CSN se considera que la información proporcionada por C.N. Ascó es suficiente para concluir que **no es necesario analizar** la R.G-1.199, rev. 0.

Generic Letters

GL-78-11 “Guidance on Spent Fuel Modifications”

Esta GL se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “Generic Leter identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054. Contiene una recopilación de la normativa que es de aplicación en las modificaciones relacionadas con el almacenamiento y manejo del combustible gastado; no añade nueva normativa sobre la ya existente.

En la información proporcionada por C.N. Ascó se afirma que la central no contempla la ampliación de almacenamiento de su piscina de combustible gastado. Por tanto **no se considera necesario requerir nuevas acciones** a C.N. Ascó.

GL-79-069 “Cladding Rupture, Swelling, and Coolant Blockage as a Result of a Reactor Accident”

Esta GL se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “Generic Leter identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054. Transmite a todas las plantas un borrador de la reunión celebrada en 1979 entre la NRC y vendedores de elementos combustibles, licenciarios y otras partes interesadas y solicita que aquellos que deseen aportar alguna información, lo haga.

Se considera que se trata de una carta informativa que no establece requisitos adicionales a los ya existentes, por lo que **no se considera necesario requerir nuevas acciones** a C.N. Ascó.

5.5. NORMATIVA SOBRE ANALISIS PROBABILISTA DE SEGURIDAD

RG-1.174 “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis”, Rev.1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 (nota de ref. CSN/ART/CNAS0/0911/03) como “normativa cuya aplicabilidad se debe analizar en modificaciones futuras de la central”.

No obstante, la RG-1.174, Rev. 1 está cubierta por la Guía de Seguridad del CSN GS 1.14 “Criterios para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad”, Rev. 1, 2007, por lo que **no se considera necesario que Ascó deba analizarla**.

RG-1.177 “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications”, Rev. 0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 (nota de ref. CSN/ART/CNAS0/0911/03) como “normativa cuya aplicabilidad se debe analizar en modificaciones futuras de la central”.

No obstante, el CSN considera que la RG- 1.177, rev. 0 **deberá incluirse en la ITC sobre la NAC como normativa que requiere análisis de detalle por parte del titular en aplicaciones de evaluaciones de seguridad informadas por el riesgo**.

RG-1.178 “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: In Service Inspection of Piping”, Rev.1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó.

El CSN considera que la RG- 1.178, rev. 1 **deberá incluirse en la ITC sobre la NAC como normativa que requiere análisis de detalle por parte del titular en aplicaciones de evaluaciones de seguridad informadas por el riesgo**.

RG-1.200 “An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities”, Rev. 2

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó.

El CSN se considera que la RG-1.200, rev. 2 está cubierta por los procesos de Mantenimiento y actualización de los APS y se contempla en la Guía de Seguridad del CSN GS 1.14, por lo que **no se considera necesario que Ascó deba analizarla**.

5.6. NORMATIVA SOBRE GARANTIA DE CALIDAD

Se ha evaluado el análisis preliminar de las normas iniciales seleccionadas en el proceso de la NAC que están relacionadas con las competencias del Area de Garantía de Calidad (GACA), para poder valorar si deben formar parte de la ITC sobre NAC para las siguientes Guías Reguladoras y Cartas Genéricas:

RG-1.26 “Quality group classifications and standars for water, steam, and radioactive-waste-containing components of nuclear power plants”, rev. 4, marzo 2007.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área GACA y el Área ARBM.

La guía describe un sistema de clasificación de calidad y las normas de diseño asociadas a cada grupo de calidad. La revisión 4 mantiene el sistema de clasificación en los grupos de calidad de la revisión 3, así como las normas aplicables a cada uno de ellos. En la revisión 4 se concreta el tratamiento dado a la clasificación de calidad de los sistemas de manejo de desechos radiactivos, se indica que la RG 1.143 “Desing guidance for radioactive waste Management systems, structures, and components installed in Light-water-cooled nuclear power plants” proporciona una guía específica para la clasificación de calidad de los sistemas de tratamiento de desechos radiactivos.

En el análisis preliminar de esta RG, Ascó indica que en el apartado 3.2.2 del Estudio de Seguridad se muestra la clasificación de calidad de los equipos y componentes de CN Ascó y la correspondencia entre las clases de seguridad, clase de código y clasificación del proyecto. Adicionalmente se indica que la tabla 3.2-1 de dicho documento muestra la clasificación de calidad de los componentes de los sistemas mecánicos. Para el caso de las bombas del grupo de calidad D, el apéndice 3 A establece que, en el caso de que el suministrador no disponga de normas establecidas, se utilice como guía ASME VIII o ANSI B31.1.

Por otra parte, la RG 1.143, rev. 1 es base de licencia de CN Ascó.

El análisis preliminar realizado se considera, desde el punto de vista de garantía de calidad aceptable. No obstante, se requiere que sea analizada en profundidad cuando se aborden **modificaciones de diseño** relacionadas con el ámbito de aplicabilidad de esta guía.

RG-1.37 “Quality Assurance Requirements for Cleaning of fluid Systems and associated components of water-cooled nuclear power plants”, rev. 1, marzo 2007.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área GACA y el Área IMES.

La guía en revisión 0 endosa la norma ANSI N45.2.1-1973, con seis posiciones reguladoras, aunque esta norma establece que es aplicable en la fase de construcción, muchos de sus requisitos y recomendaciones son también apropiados durante la fase de operación de la planta.

De la comparación efectuada entre el ANSI N 45.2.1 de 1973 y el ASME NQA -1-1994, de cara a la elaboración de la revisión 1 de la guía reguladora se concluyó por parte de la NRC que, “aunque el texto puede haber cambiado, la intención y el contenido no lo han hecho”. Los aspectos más novedosos de la revisión 1 se refieren a precauciones relacionadas con el uso de limpiezas alcalinas y agentes quelantes, y con el uso de inhibidores de la corrosión.

CN Ascó tiene como base de licencia la revisión 0 de esta guía. De acuerdo a lo recogido en el apéndice 3 A del Estudio de Seguridad.

Desde el punto de vista de Garantía de Calidad el análisis preliminar es aceptable y por tanto no es necesario que analicen en profundidad esta RG, no obstante, se requiere que en el caso de **modificaciones de diseño** relacionadas con el ámbito de aplicación de esta RG se analice su aplicabilidad.

RG-1.116 “Quality Assurance Requirements for Installation, Inspection, and Testing of mechanical equipment and systems”, rev. 0 –R, mayo 1977.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La guía indica que las actividades cubiertas por el código ASME están enfocadas principalmente a garantizar la barrera de presión, y que no todas las actividades importantes para la seguridad quedan cubiertas por el código. Este no cubre requisitos para asegurar la operabilidad de los componentes, por este motivo endosa la ANSI N45.2.8 -1975 como norma aceptable para esa tarea.

La RG 1.116, rev. 0-R no es Base de Licencia de CN Ascó. El análisis de CN Ascó concluye que los requisitos y guías a los que se refiere la normativa recomendada (ANSI N45.2.8-1975) por la RG 1.116, son equivalentes a los contemplados en el Manual de Garantía de calidad de CN Ascó, que en sus diversos apartados desarrolla los requerimientos y guías de las normas de la IAEA (OIEA) 50-C/SG-Q-2001 “Garantía de calidad para seguridad en CCNN y otras instalaciones nucleares” y el apéndice B del 10CFR 50.

La RG 1.116 es Base de licencia en CN Almaraz, CN Cofrentes y en CN Vandellós II. Se considera que la RG 1.116 debe ser igualmente aplicable a CN Ascó por lo que **se requiere que esta RG sea analizada en profundidad, por lo que se incluirá en la ITC.**

GL- 80-02 “Quality assurance requirements regarding diesel generator fuel oil”

Esta norma se identificó en la reunión de octubre de 2009 como norma reguladora identificada en el ámbito de la NAC, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La GL 80-02 pide que se incluya el gasoil de los generadores diesel de emergencia en el programa de garantía de calidad y adicionalmente que se utilice la RG 1.137 “Fuel Oil System for Standby Diesel Generator” para el cumplimiento de los requisitos reguladores y para asegurar la calidad del gasóleo.

En CN Ascó la calidad del gasoil de los generadores diesel de emergencia se controla mediante la realización de los requisitos de vigilancia 4.8.1.1.3.b, 4.8.1.1.3.c, y 4.8.1.1.3.d, que piden verificar: la densidad real, la viscosidad cinemática y la temperatura, frente a la norma ASTM D975, antes de añadir combustible nuevo al tanque de almacenamiento, el

aspecto y color, según ASTM D 4176, también antes de añadir combustible nuevo al tanque de almacenamiento, el contenido de agua y sedimentos, según ASTM D270-1975, cada 92 días; y la concentración de partículas, según ASTM D2276, con frecuencia dependiente de la tendencia de degradación del gasoil.

Ascó considera que la verificación de las características anteriores tanto del gasoil nuevo como del almacenado garantiza la calidad del mismo en los términos requeridos por la norma.

Desde el punto de vista del Área de GACA se considera dicha respuesta insuficiente, ya que no se indica si el gasoil está sometido al programa de garantía de calidad y además no siguen la RG 1.137.

Se considera que CN Ascó **debe analizar en profundidad la aplicabilidad de esta GL justificando mediante análisis comparativo que las normas utilizadas son una alternativa aceptable a la RG 1.137, respecto a los requisitos técnicos y de calidad del gasóleo. Además, deben de establecer las medidas adicionales derivadas de someter el gasoil de los generadores diesel al programa de garantía de calidad, por lo que se incluirá en la ITC.**

5.7. NORMATIVA SOBRE INGENIERIA DEL NUCLEO

Se ha evaluado el análisis preliminar de las normas iniciales seleccionadas en el proceso de la NAC que están relacionadas con las competencias del área de Ingeniería del Núcleo (INNU), para poder valorar si deben formar parte de la ITC sobre NAC que el CSN tiene previsto emitir en el ámbito de la RPS de CNC para la siguiente Guía Reguladora:

RG 1.13: “Spent Fuel Storage Facility Design Basis”, Rev. 2, marzo 2007

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó, por las razones manifestadas en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

Esta guía forma parte de la base de licencia de Ascó en revisión 1 de 1975. Posteriormente, en marzo de 2007 la NRC ha emitido la revisión 2 de dicha Guía Reguladora que contiene cambios significativos respecto a la anterior revisión.

Por ello, se considera que C.N. Ascó deberá analizar la aplicabilidad de la RG-1.13 rev. 2 en **modificaciones futuras** de la central. A este respecto, se propone que en la ITC se emita una condición semejante a la de C.N. Vandellós II, cuyo texto es el siguiente:

En lo que se refiere a futuros análisis de accidentes y criticidad de la piscina de combustible gastado, C.N. Ascó, deberá tener en cuenta el contenido de la RG.1.3. “Spent Fuel Storage Facility Design Basis”, rev 2 en aquellos aspectos de la misma destinados a salvaguardar la integridad del combustible y la subcriticidad del mismo. A efectos de cumplimiento de dichos aspectos, se considerará incluido en el alcance de la guía el ANSI/ANS-57.2-1983 con las excepciones establecidas en la RG 1.13 rev.2. En concreto y en cuanto a los estudios de criticidad en piscinas, se deberá contemplar el cumplimiento con los subapartados de los apartados 6.4.2.1 y 6.4.2.2.

5.8. NORMATIVA SOBRE GESTION DE RESIDUOS RADIATIVOS

Se ha evaluado el análisis preliminar de las normas iniciales seleccionadas en el proceso de la establecimiento de la NAC que están relacionadas con las competencias del Area de Residuos de Media y Baja Actividad (ARBM) para valorar si deben formar parte de la ITC sobre NAC para las siguientes Guías Reguladoras y Cartas Genéricas:

R.G. 1.21: “Measuring, Evaluation, and Reporting Radioactivity in Solid Wastes and Releases of Radioactive Materials in Liquid and Gaseous Effluents form Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, revisión 2, junio 2009.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área ARBM y el Área AEIR.

La R.G. 1.21, revisión 0, de diciembre de 1971 forma parte de las bases de licencia de la instalación. La revisión 2 de esta guía se emitió en junio de 2009.

El CSN considera que las diferencias entre ambas revisiones justifican que la RG- 1.21, rev. 2 sea analizada por el titular, por lo que se deberá **incluir en la ITC sobre la NAC** como normativa que requiere análisis de detalle por parte del titular.

R.G. 1.26: “Quality Group Classifications and Standard for Water-, Steam-, and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants”, revisión 4. Marzo 2007.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área ARBM y el Área GACA.

El análisis preliminar realizado se considera aceptable. No obstante, se requiere que sea analizada en profundidad cuando se aborden **modificaciones de diseño** relacionadas con el ámbito de aplicabilidad de esta guía.

R.G. 1.143: “Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures, and Components Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, revisión 2, noviembre 2001.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área ARBM y el Área AEIR.

La R.G. 1.143, revisión 1, de octubre de 1979 forma parte de las bases de licencia de la instalación.

En la documentación remitida por la central en marzo de 2010, los representantes de la instalación afirman que la aplicación de esta R.G es voluntaria y que los sistemas de desechos diseñados con anterioridad a la nueva revisión de la Guía no están clasificados en función del riesgo. La central no se define sobre la inclusión o no de esta nueva revisión dentro de la NAC.

De la evaluación de la información suministrada por la central, se considera que al no existir en España ninguna normativa referente a la aplicación de los criterios recogidos en esta guía reguladora (Rev.2), se considera necesario incluirla en la NAC para ser aplicable en futuras **modificaciones de diseño**.

Generic Letters

Generic Letter 81-038 “Storage of low-level radioactive wastes at power reactor sites”, noviembre 1981.

Esta GL se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

El titular manifiesta en su escrito de marzo de 2010 que no tiene planeado incrementar la capacidad de almacenamiento de desechos radiactivos de baja y media actividad existente en el emplazamiento.

El razonamiento de la central se encuentra fuera de los criterios de exclusión acordados en la reunión de octubre de 2009. En consecuencia, se considera necesario que la central incluya este documento en las bases de licencia, teniéndola en consideración si fuera necesario realizar **modificaciones** en la previsión de sus almacenamientos.

5.9. NORMATIVA SOBRE IMPACTO RADIOLOGICO

Se ha evaluado el análisis preliminar de las normas iniciales seleccionadas en el proceso de la establecimiento de la NAC que están relacionadas con las consecuencias radiológicas de accidentes y la emisión de efluentes en condiciones normales de operación, competencia del Area de Evaluación del Impacto Radiológico (AEIR) para valorar si deben formar parte de la ITC sobre NAC para las siguientes Guías Reguladoras y Cartas Genéricas:

De la revisión de los informes de evaluación transmitidos por el titular a través de las cartas de referencia ANA/DST-L-CSN-2054, del 5 de febrero de 2010, y ANA/DST-L-CSN-2075, del 5 de marzo de 2010, y según lo requerido en el Acta de Reunión celebrada el pasado 19 de octubre de 2009, referencia CSN/ART/CNAS0/0911/03, se concluye que:

R.G. 1.21: “Measuring, Evaluation, and Reporting Radioactivity in Solid Wastes and Releases of Radioactive Materials in Liquid and Gaseous Effluents form Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, revisión 2, junio 2009.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área AEIR y el Área ARBM.

La R.G. 1.21, revisión 0, de diciembre de 1971 forma parte de las bases de licencia de la instalación. La revisión 2 de esta guía se emitió en junio de 2009.

El CSN considera que las diferencias entre ambas revisiones justifican que el titular deba presentar **el análisis de aplicabilidad tanto de esta RG, como de la norma ANSI/HPS N13.1-1999 “Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities”**, por lo que se deberá **incluir en la ITC sobre la NAC** como normativa que requiere análisis de detalle por parte del titular.

RG 1.112 “Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Light – Water - Cooled Nuclear Power Reactors”, Rev.1, marzo 2007.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

En el caso de esta RG, teniendo en cuenta lo recogido en el análisis comparativo de las revisiones 0 y 1 de esta guía, CN Ascó deberá modificar su **base de licencia, incluyendo** en ella la revisión 1 de la RG 1.112, que endosa el NUREG -0017, Rev. 1, ya que esta nueva revisión ha sido utilizada en la modificación de diseño correspondiente al mini-aumento de potencia.

RG 1.143 “Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures, and Components Installed in Light – Water – Cooled Nuclear Power Plants”, Rev. 2, noviembre 2001.

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2075.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área AEIR y el Área ARBM.

Considerando que esta RG, establece criterios de diseño y que de acuerdo con el análisis de CN Ascó su documento base de licencia -RG 1.143, Rev.1- está basado en normativa obsoleta, debería considerarse la revisión 2 en caso de **futuras modificaciones** de diseño de los sistemas considerados.

5.10. NORMATIVA SOBRE CIENCIAS DE LA TIERRA

El Área CITI realiza la evaluación de la aplicabilidad de nueva normativa relacionada con el emplazamiento a la operación de CN Ascó I y II, dentro del proceso de la NAC para la futura RPS. El alcance de evaluación se limita a las guías reguladoras de la USNRC, así como a la normativa referente de la OIEA en relación con las USNRC RG. 1.76 y RG. 1.208.

R.G. 1.23, “Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants”, Rev. 1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó.

Esta guía proporciona los criterios que debe seguir un programa de medidas meteorológicas en las centrales nucleares de USA. La versión actual de la R.G. 1.23 reemplaza a la original de 1972, que C.N. Ascó tiene como base de licencia, y utiliza como referencia la norma ANSI/ANS-3.11-2005 “Determining Meteorological Information at Nuclear Facilities”.

Dado que la revisión 1 de la guía actualiza los criterios relacionados con el programa de medidas meteorológicas, se considera que el titular debe analizar las adaptaciones necesarias para cumplir con lo requerido en la revisión 1 de la RG 1.23, por lo que se deberá incluir en la ITC sobre la NAC como normativa que requiere **análisis de detalle** por parte del titular.

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

En la reunión de octubre de 2009 esta guía se excluyó del análisis a realizar por el titular por el criterio 4. Su posible consideración futura queda pendiente del resultado de los trabajos en curso con AEMET.

R.G. 1.78, “Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room during a Postulated Hazardous Chemical Release”, Rev. 1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

El titular ha analizado la situación y afirma que el sistema de detección de sustancias tóxicas no cumple con el diseño sísmico requerido por la Rev.1 de la guía. C. N. Ascó ha generado una entrada en el PAC 10/1226 para analizar las medidas compensatorias en caso de sismo.

Se incluirá en la ITC de la NAC para que CN Ascó exponga qué medidas operativas tendrá previstas en relación con este sistema en caso de excederse el terremoto base de operación (OBE).

R.G. 1.102, “Flood Protection for Nuclear Power Plants”, Rev. 1

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

El titular ha analizado la situación y afirma que cumple con la guía, sin necesidad de medidas adicionales. Por lo tanto, el CSN considera que la R.G. 1.102, Rev. 1 debe ser incorporada a las **bases de licencia**.

R.G. 1.117, “Tornado Design Classification”, Rev. 1

Queda ligada a la aplicación de la RG 1.76, que depende del resultado de los trabajos en curso con AEMET.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C. N. Ascó.

Se considera que C.N. Ascó deberá analizar la aplicabilidad de la RG-1.132 rev. 2 en **modificaciones futuras** de la central incluidas en su alcance.

R.G. 1.135, “Normal Water Level and Discharge at Nuclear Power Plants”, Rev.0

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

El titular ha analizado la situación y afirma que cumple con la guía, sin necesidad de medidas adicionales. Por lo tanto, el CSN considera que la R.G. 1.135, Rev. 2 debe incorporarse a las **bases de licencia**.

R.G. 1.138, “Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants”, Rev. 2

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, no habiendo sido preanalizada por C. N. Ascó.

Se considera que C.N. Ascó deberá analizar la aplicabilidad de la RG-1.138 rev. 2 en **modificaciones futuras** de la central incluidas en su alcance.

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

Esta guía se identificó en la reunión de octubre de 2009 como “guía reguladora identificada en el ámbito de la NAC”, habiendo sido preanalizada por C.N. Ascó en la carta de ref. ANA/DST-L-CSN-2054.

La evaluación del preanálisis de Ascó ha sido realizada por el Área CITI, el Área IMES y el Área SINU.

El titular ha analizado la situación y afirma que ha adoptado la acción correctora 09/4536/02 para dar cumplimiento a la guía.

Se necesita información adicional sobre la acción correctora 09/4536/02 que el titular menciona en su informe para determinar si éste cumple la RG y por tanto se puede incorporar a la BL de CN Ascó, o si por el contrario se requiere que el titular verifique la conformidad con la sección 6.3 del documento de EPRI y con las posiciones reguladoras C1 y C2, todo ello relativo a las actuaciones a largo plazo, incorporando este requisito a la ITC.

Los representantes del titular se comprometieron a enviar dicha información la semana del 26 de abril. El 3 de mayo de 2010 se recibió en el CSN, adjunta a la carta ANA/DST-L-CSN-2119 la información pendiente.

CITI coincide con las áreas IMES y SINU, en que debe ser incorporada a las bases de la licencia tras cumplimentar la acción indicada.

R.G. 1.208 “A Performance-Based Approach to Define Site-Specific Earthquake Ground Motion, Rev. 0

El titular no ha realizado el análisis previo porque no se incluía en la relación inicial de “guías reguladoras identificadas en el ámbito de la NAC”.

La guía establece un procedimiento para caracterizar el SSE de una central nuclear. El proceder se ciñe a la caracterización del movimiento sísmico del terreno específico del emplazamiento. El 10CFR100.23 requiere que para caracterizar el SSE se contraste el conservadurismo de los resultados obtenidos por el método determinista, mediante un método probabilista con captura de incertidumbres (PSHA). La guía, además de articular la ejecución de dicho contraste, establece la forma (NUREG/CR-6372) de abordar el análisis probabilista (PSHA). La necesidad de usar este método probabilista (PSHA) también se ha identificado en la normativa aplicable del OIEA (NS-G-3.3, “Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants”, 2002). Por otra parte, los resultados derivados de aplicar la G.L. 88-20 “Individual plant examination of external events (IPEEE) for severe accident vulnerabilities”, Supls. 4/5 (28.06.91), han aumentado la percepción de la peligrosidad sísmica de las CC.NN. españolas (para C.N. Ascó I y II la probabilidad mediana de excedencia del SSE es $10E-4$, y la correspondiente al margen sísmico de la central es $\approx 7E-5$). Como esta guía ha sido editada dentro del período temporal de aplicación de la NAC, el evaluador considera necesario que se tenga en cuenta su metodología. Al menos, la guía debería aplicarse de forma parcial para actualizar y mejorar el PSHA existente. En cualquier caso, la guía debería ser aplicable a las futuras modificaciones de diseño afectadas por su alcance.

El requerimiento formal al titular de la aplicabilidad de esta guía o la actualización del PSHA existente, queda sometido a la decisión adoptada por la DSN para el conjunto de las II.NN. en operación, que consiste en posponer la posición final hasta obtener un avance significativo en la aplicación de las metodologías correspondientes.

6. CONCLUSIONES

De todo lo expuesto se concluye una relación de las normas 1) que deben ser incorporadas en la Instrucción Técnica Complementaria asociada a la Normativa de Aplicación Condicionada para su análisis, 2) cuya aplicabilidad se debe analizar en modificaciones futuras de la central, 3) las normas cuya aplicabilidad se deberá analizar en la RPS, y por último, 4) que se deben incluir en la base de licencia.

6.1. NORMATIVA QUE DEBE SER INCORPORADA EN LA INSTRUCCION TECNICA COMPLEMENTARIA PARA SU ANALISIS (ITC).

Se deben incorporar a la ITC para su análisis, las siguientes Guías Regulatorias, Cartas Genéricas, Boletines y otra normativa:

- **RG 1.7 “Control of Combustible Gas Concentrations in Containment”, rev. 3**
Se debe verificar la conformidad con la revisión de 2003 del 10 CFR 50.44 junto con la rev.3 de la RG 1.7.
- **RG 1.21 “Measuring, Evaluation, and Reporting Radioactivity in Solid Wastes and Releases of Radioactive Materials in Liquid and Gaseous Effluents form Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, rev. 2.**
- **RG 1.23 “Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants”, rev. 1**
- **RG 1.32 “Criteria for Power Systems for Nuclear Power Plants”, rev. 3**
- **RG 1.45 “Guidance on Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage”, rev. 1**
Se debe analizar en detalle la conformidad con las posiciones regulatorias C1.3 (al objeto de verificar si ha realizado un análisis sistemático para definir el conjunto de componentes críticos sometidos a vigilancia), C2.1 y C3.2 (i) de la revisión 1 de la RG 1.45.
- **RG 1.53 “Application of the Single-Failure Criterion to Nuclear Power Plant Protection Systems”, rev. 2**
Se debe realizar un análisis de detalle para verificar que el diseño de las interfases mecánicas de los sistemas de protección de planta está conforme a lo establecido en las revisión 2 de la RG-1.53 sobre el cumplimiento del criterio de fallo único.
- **RG 1.75 “Physical Independence of Electric Systems”, rev.3**

- **RG 1.78 “Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room during a Postulated Hazardous Chemical Release”, rev. 1**
Ascó debe exponer qué medidas operativas tendrá previstas en relación con este sistema en caso de excederse el terremoto base de operación (OBE).
- **RG 1.116 “Quality Assurance Requirements for Installation, Inspection, and Testing of mechanical equipment and systems”, rev. 0 –R**
- **RG-1.137 “Fuel-Oil Systems for Standby Diesel Generators”, rev. 1**
- **RG 1.153 “Criteria for Safety Systems”, rev. 1**
Se debe analizar en detalle la RG 1.153, rev. 1 en lo relativo al aislamiento de la ventilación de diversos edificios que contengan equipos de seguridad y conexión de la ventilación de emergencia/filtración donde aplique.
- **RG 1.156 “Environmental Qualification of Connection Assemblies for Nuclear Power Plants”, rev. 0**
Se debe analizar en detalle la RG 1.156, rev. 0, identificándose las diferencias entre la IEEE-572-1985 y las normas utilizadas hasta la fecha por C.N. Ascó.
- **RG-1.158 “Qualification of Safety-Related Lead Storage Batteries for Nuclear Power Plants”, rev. 0**
- **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”**
Se debe verificar la conformidad del diseño del sistema de purga e igualación de presiones de la contención con cada uno de los puntos de la BTP 6-4, revisión 3 y con el punto 7 de la GL 82-16 y, en función de los resultados, revisar la consistencia de la ETF 3/4.6.1.8 con las especificaciones técnicas estándar (NUREG 0452, rev.5, draft).
- **GL- 80-02 “Quality assurance requirements regarding diesel generator fuel oil”.**
Se debe analizar la aplicabilidad de esta GL justificando mediante análisis comparativo que las normas utilizadas son una alternativa aceptable a la RG 1.137, respecto a los requisitos técnicos y de calidad del gasóleo. Además, se deben establecer las medidas adicionales derivadas de someter el gasoil de los generadores diesel al programa de garantía de calidad.
- **BL-76-06: “Diaphragm failures in air operated auxiliary actuators for safety/relief valves”**
Se debe analizar el cumplimiento con lo indicado en el BL-76-06, con respecto al requisito de que las características del diafragma de las válvulas neumáticas de alivio/seguridad sean adecuadas a las condiciones ambientales a las que se exponen las válvulas; el titular debe tener una garantía razonable de que las membranas van a soportar las condiciones ambientales que se esperan en las situaciones accidentales más allá de la base de diseño en las que se da crédito a la operación de dichas válvulas para satisfacer el criterio de éxito (APS).

- ANSI/HPS N13.1-1999: “Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities”.
- IEEE std 765, 2006 “IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power Generating Stations (NPGS) ”

6.2. NORMATIVA CUYA APLICABILIDAD SE DEBE ANALIZAR EN MODIFICACIONES (MDs) FUTURAS DE LA CENTRAL

Se incluirá en la ITC sobre NAC las siguientes Guías Regulatorias, para las cuales C.N. Ascó analizará su aplicabilidad 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 1.13 “Spent Fuel Storage Facility Design Basis”, rev. 2.**
Se considerará incluido en el alcance de la guía el ANSI/ANS-57.2-1983 con las excepciones establecidas en la RG 1.13 rev.2. En concreto y en cuanto a los estudios de criticidad en piscinas, se deberá contemplar el cumplimiento con los subapartados de los apartados 6.4.2.1 y 6.4.2.2.
- **RG 1.26 Quality group classifications and standards for water, steam, and radioactive-waste-containing components of nuclear power plants, Rev. 3 y 4.**
- **RG 1.29: “Seismic Design Classification”, rev 4, marzo 2007.**
- **RG 1.37 “Quality Assurance Requirements for Cleaning of Fluid Systems and Associated Components of Water Cooled Nuclear Power Plants”, rev. 1.**
- **RG 1.61 “Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants”, rev. 1.**
- **RG 1.68: “Initial Test Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants”, rev.3**
- **RG 1.71 “Welder Qualification for Areas of Limited Accessibility”, rev. 1**
- **RG 1.124: “Service Limits and Loading Combinations for Class 1 Linear-Type Supports”, Rev. 2.**
- **RG 1.128: “Installation Design and Installation of Vented Lead-Acid Storage Batteries for Nuclear Power Plants”. Rev. 2**
- **RG 1.130 “Service Limits and Loading Combinations for Class 1 Plate and Shell Type Component Supports”, rev. 2**
- **RG 1.132: “Site Investigations for Foundations of NPP”, Rev 2.**
- **RG 1.136: “Design Limits, Loading Combinations, Materials, Construction, and Testing of Concrete Containments”, rev. 3.**
- **RG 1.138: “Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants”, Rev. 2.**
- **RG 1.140: “Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Normal Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, Rev. 2**
- **R.G. 1.143: “Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures, and Components Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, rev. 2.**
- **ASME AG-1, 1997 “Code on nuclear air and gas treatment”**
- **ASME N511, 2007: “In-service testing of nuclear air treatment, heating, ventilation and air-conditioning systems”**

Se deberá aplicar en los programas de pruebas de los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad y en sistemas de filtración que tengan como Base de Licencia la RG 1.140.

- **GL 81-038 “Storage of low-level radioactive wastes at power reactor sites”, noviembre 1981**

Guías Regulatorias relativas al uso de sistemas digitales

Dentro de la lista de guías regulatorias a analizar por CN Ascó en modificaciones de diseño futuras, las siguientes son referidas al uso de sistemas digitales en sistemas de seguridad en centrales nucleares:

- **RG 1.152: “Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, Rev. 2.**
- **RG 1.168: “Verification, Validation, Reviews, and Audits for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, Rev.1.**
- **RG 1.169: “Configuration Management Plans for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, septiembre 1997.**
- **RG 1.170: “Software Test Documentation for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, septiembre 1997.**
- **RG 1.171: “Software Unit Testing for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, septiembre 1997.**
- **RG 1.172: “Software Requirements Specifications for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, septiembre 1997.**
- **RG 1.173: “Developing Software Life Cycle Processes for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants”, septiembre 1997.**

Guías Regulatorias de aplicación en evaluaciones de seguridad informadas por el riesgo:

- **RG 1.177 “An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications”, rev. 0**
- **RG-1.178 “An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decisionmaking for Inservice Inspection of Piping”, rev.1**

6.3. NORMATIVA A INCLUIR EN LA BASE DE LICENCIA (BL)

El titular revisará las Bases de Licencia de C. N. Ascó (BL), con objeto de actualizar la base de licencia para incorporar los acuerdos alcanzados y recogidos en las notas de reunión remitidas mediante cartas de la DSN respecto a la incorporación de determinada normativa en su BL, que en concreto son los siguientes:

- **RG 1.9: “Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants”, rev. 4**
- **RG 1.63: “Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Plants”, rev. 3**
- **RG 1.93: “Availability of Electric Power Sources”, Rev. 0**

- **RG 1.102: “Flood Protection for Nuclear Power Plants”, Rev. 1**
- **RG 1.112 “Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Light – Water - Cooled Nuclear Power Reactors”, Rev.1**
- **RG 1.118: “Periodic Testing of Electric Power and Protection Systems”, Rev. 3**
De acuerdo con la información suministrada por el titular, CN Ascó cumple la RG 1.118 rev.3 en lo que se refiere a la posición reguladora C2, la cual se debe incorporar a las bases de licencia de CN Ascó.
- **RG 1.135: “Normal Water level and Discharge at Nuclear Power Plants (or comment)”, Rev. 0**
- **RG 1.167: “Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event”. Rev. 0**
- **GL-80-014 “LWR Primary Coolant System Pressure Isolation Valves”**
- **GL-80-021 “IES 80-05 Vacuum Condition Resulting In Damage To Chemical Volume Control System Holdup Tanks”**

ANEXO

**C.N. ASCO. RELACION DE GUIAS REGULADORAS IDENTIFICADAS EN
EL AMBITO DE LA NAC**

Guía	Título	Rev.	Fecha de emisión	Preanálisis /información Ascó	Área	Resultado
1.7	Control of Combustible Gas Concentrations in Containment	3	03/2007		SINU	ITC
1.9	Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants	4	03/2007	09.02.10. 03.05.10.	INEI	BL
1.13	Spent Fuel Storage Facility Design Basis	2	03/2007		INNU ISAM	MDs
1.21	Measuring, Evaluation, and Reporting Radioactivity in Solid Wastes and Releases of Radioactive Materials in Liquid and Gaseous Effluents from Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants	2	6/2009		ARBM AEIR	ITC
1.23	Meteorological Monitoring Programs for Nuclear Power Plants	1	03/2007		CITI	ITC
1.26	Quality Group Classifications and Standards for Water-, Steam-, and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants	4	03/2007	29.03.10.	ARBM GACA	MDs
1.29	Seismic Design Classification	4	03/2007		IMES	MDs
1.32	Criteria for Power Systems for Nuclear Power Plants	3	03/2004	26.04.10.	INEI	ITC
1.37	Quality Assurance Requirements for Cleaning of Fluid Systems and Associated Components of Water-Cooled Nuclear Power Plants	1	03/2007	09.02.10.	IMES GACA	MDs
1.45	Guidance on Monitoring and Responding to Reactor	1	05/2008	09.02.10.	SINU	ITC

	Coolant System Leakage					
1.53	Application of the Single-Failure Criterion to Nuclear Power Plant Protection Systems	2	11/2003		SINU	ITC
1.61	Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants	1	03/2007	08.03.10.	IMES	MDs
1.63	Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Plants	3	02/1987	03.05.10.	INEI	BL
1.68	Initial Test Programs for Water-Cooled Nuclear Power Plants	3	03/2007		SINU	MDs
1.71	Welder Qualification for Areas of Limited Accessibility	1	03/2007	09.02.10.	IMES	MDs
1.75	Physical Independence of Electric Systems	3	02/2005		INEI	ITC
1.78	Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room during a Postulated Hazardous Chemical Release	1	12/2001	09.02.10.	CITI	ITC
1.93	Availability of Electric Power Sources	--	12/1974	09.02.10.	INEI	BL
1.100	Seismic Qualification of Electric and Mechanical Equipment for Nuclear Power Plants	3	09/2009		IMES	RPS
1.102	Flood Protection for Nuclear Power Plants	1	09/1976	09.02.10.	CITI	BL
1.112	Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from Light Water-Cooled Power Reactors	1	03/2007	09.02.10.	AEIR	BL
1.116	Quality Assurance Requirements for Installation, Inspection, and testing of Mechanical Equipment and System	0-R	05/1977	09.02.10.	GACA	ITC
1.118	Periodic Testing of Electric Power and Protection Systems	3	04/1995	09.02.10.	INEI SINU	BL posición reguladora

						C2
1.124	Service Limits and Loading Combinations for Class 1 Linear-Type Supports	2	02/2007		IMES	MDs
1.128	Installation Design and Installation of Vented Lead-Acid Storage Batteries for Nuclear Power Plants	2	02/2007	08.03.10.	INEI	MDs
1.129	Maintenance, Testing, and Replacement of Vented Lead-Acid Storage Batteries for Nuclear Power Plants	2	02/2007	08.03.10.	INEI	NO
1.130	Service Limits and Loading Combinations for Class 1 Plate-and-Shell-Type Component Supports	2	03/2007	09.02.10.	IMES	MDs
1.132	“Site Investigations for Foundations of NPP”	2	10/2003		CITI	MDs
1.135	Normal Water level and Discharge at Nuclear Power Plants (or comment)	--	09/1977	09.02.10.	CITI	BL
1.136	Design Limits, Loading Combinations, Materials, Construction, and Testing of Concrete Containments	3	03/2007		IMES	MDs
1.137	Fuel-Oil Systems for Standby Diesel Generators	1	10/1979		INEI	ITC
1.138	Laboratory Investigations of Soils and Rocks for Engineering Analysis and Design of Nuclear Power Plants	2	12/2003		CITI	MDs
1.140	Design, Inspection, and Testing Criteria for Air Filtration and Adsorption Units of Normal Atmosphere Cleanup Systems in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants	2	06/2001	03.05.10.	ISAM	MDs
1.143	Design Guidance for Radioactive Waste Management Systems, Structures, and Components Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants	2	11/2001	08.03.10.	AEIR ARBM	MDs

1.152	Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants	2	01/2006		INEI	MDs
1.153	Criteria for Safety Systems (12/85)	1	06/1996		INEI	ITC
1.156	Environmental Qualification of Connection Assemblies for Nuclear Power Plants	--	11/1987	08.03.10.	IMES	ITC
1.158	Qualification of Safety-Related Lead Storage Batteries for Nuclear Power Plants	--	02/1989	08.03.10.	IMES	ITC
1.167	Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event	--	03/1997	09.02.10. 03.05.10.	SINU IMES CITI	BL
1.168	Verification, Validation, Reviews, and Audits for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants	1	02/2004		INEI	MDs
1.169	Configuration Management Plans for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants	--	09/1997		INEI	MDs
1.170	Software Test Documentation for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants	--	09/1997		INEI	MDs
1.171	Software Unit Testing for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants	--	09/1997		INEI	MDs
1.172	Software Requirements Specifications for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants	--	09/1997		INEI	MDs
1.173	Developing Software Life Cycle Processes for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants	--	09/1997		INEI	MDs
1.177	An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications	--	08/1998		APFU	MDs

1.178	An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decisionmaking for Inservice Inspection of Piping	1	09/2003		APFU	MDs
1.180	Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems	1	10/2003		INEI	RPS
1.186	Guidance and Examples for Identifying 10 CFR 50.2 Design Bases	--	12/2000		SINU	RPS
1.196	Control Room Habitability at Light-Water Nuclear Power Reactors	1	01/2007		ISAM	RPS
1.198	Procedures and Criteria for Assessing Seismic Soil Liquefaction at Nuclear Power Plant Sites	--	11/2003		CITI	RPS
1.204	Guidelines for Lightning Protection of Nuclear Power Plants	--	11/2005		INEI	RPS
4.21	Minimization of Contamination and Radioactive Waste Generation: Life-Cycle Planning	--	06/2008		ARBM	RPS

ASME N511	In-service testing of nuclear air treatment, heating, ventilation and air-conditioning systems". Para sistemas de ventilación en operación	2007	03.05.10.	ISAM	MDs
ASME AG-1	Code on nuclear air and gas treatment	1997		ISAM	MDs
ANSI/HPS N13.1	Sampling and Monitoring Releases of Airborne Radioactive Substances From the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities <u>1</u>	1999		ARBM AEIR	ITC
IEEE std 765	IEEE std 765, 2006 "IEEE Standard for Preferred Power Supply (PPS) for Nuclear Power	2006		INEI	ITC

	Generating Stations (NPGS)				
--	----------------------------	--	--	--	--

**C.N. ASCO. RELACION DE GENERIC LETTER y BULLETINS
IDENTIFICADAS EN EL AMBITO DE LA NAC**

Cartas Genéricas (G.L.)

Norma	Título	Fecha	Preanálisis Ascó	Area	Resultado
GL-79-046	Containment Purging and Venting During Normal Operation – Guidelines for Valve Operability	27/09/1979	09.02.10.	SINU	ITC
GL-79-054	Containment Purging and Venting During Normal Operation		09.02.10.	SINU	ITC
GL-80-014	LWR Primary Coolant System Pressure Isolation Valves	23/02/1980	09.02.10. 03.05.10.	SINU	BL
GL-80-02	Quality assurance requirements regarding diesel generator fuel oil	07/01/1980	09.02.10.	GACA	ITC
GL-80-021	IES 80-05 Vacuum Condition Resulting In Damage To Chemical Volume Control System Holdup Tanks	10/03/1980	09.02.10. 03.05.10.	SINU	BL
GL-81-38	Storage of low-level radioactive wastes at power reactor sites	10/11/1981	08.03.10.	ARBM	MDs

Boletines (BU)

Norma	Título	Fecha	Preanálisis Ascó	Area	Resultado
BL-76-06	Diaphragm failures in air operated auxiliary actuators for safety/relief valves			SINU	ITC