

Madrid, 18 de diciembre de 2013

Asistentes:	Presidente	Sr. Marti Scharfhausen
	Vicepresidenta	Sra. Velasco García
	Consejero	Sr. Gurguú i Ferrer
	Consejero	Sr. Castelló Boronat
	Consejera	Sra. Narbona Ruiz
	Secretaria	Sra. Rodríguez López

Convocatoria: 13 de diciembre de 2013

ORDEN DEL DÍA:

I. APROBACIÓN, SI PROCEDE, DEL ACTA CORRESPONDIENTE A LA REUNIÓN ANTERIOR DEL PLENO DEL CONSEJO.

II. ASUNTOS PARA LA TOMA DE DECISIÓN.

Trámite normal

1. C.N. Almaraz: Solicitud de apreciación favorable para la aplicación del Caso de Código N-789.
2. Propuesta de criterios de evaluación a considerar en las modificaciones de diseño post-Fukushima.
3. Cambio de titularidad de las centrales nucleares de Almaraz (Unidades I y II), Trillo I, Ascó II y Vandellós II con motivo de la constitución de la sociedad Iberdrola Generación Nuclear.
4. Informe sobre instalaciones radiactivas de trámite normal.

5. Modificación de la autorización del Servicio de Dosimetría Personal Externa (SDPE) de INFOCITEC.
6. C.A. El Cabril: Construcción de la Celda 30 de la Instalación de Almacenamiento de Residuos Radiactivos Sólidos de Sierra Albarrana.
7. Toma de decisiones en materia de personal.
8. Contrataciones, Convenios y Acuerdos.
 - 8.1 Propuesta de inicio de contratación de un Servicio de monitorización, mantenimiento y soporte técnico de redes y comunicaciones, sistemas y microinformática.
 - 8.2 Propuesta de prórroga de los convenios de colaboración del CSN con la Universidad Politécnica de Madrid (ETSI Minas y ETSI Industriales de Madrid) y la Universidad Politécnica de Cataluña (ETSI Industriales de Barcelona), relativos respectivamente a las cátedras.

Trámite simplificado

9. Informe sobre instalaciones radiactivas de trámite simplificado.
10. Asuntos varios.

III. ASUNTOS PARA INFORMACIÓN

11. Información sobre incidencias en centrales nucleares.
12. Sucesos notificados en instalaciones y actividades reguladas.
13. Entrada de solicitudes y previsiones para próximos Plenos.
14. Informaciones específicas.
 - 14.1 Resolución recurso de alzada presentado por ENUSA Industrias Avanzadas, S.A. contra resolución DGPEM de 3 de octubre de 2012, por la que se concede la autorización de protección física de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado.
 - 14.2 Propuesta de supervisión y seguimiento de la C.N. Santa María de Garoña (SSG).
 - 14.3 Nota informativa sobre posible colaboración con Taller de plataforma MELODI.
 - 14.4 Pirámide de la normativa en Emergencias.
 - 14.5 Simulacros de Emergencia 2014.
15. Propuestas e informes del Presidente, Consejeros y Secretaria General.



16. Comisiones del Consejo y comités.
17. Cumplimiento de encargos del Consejo.
18. Informe sobre delegaciones del Consejo.
19. Informe de los Directores Técnicos.
20. Ruegos y preguntas.

I. APROBACIÓN, SI PROCEDE, DEL ACTA CORRESPONDIENTE A LA REUNIÓN ANTERIOR DEL PLENO DEL CONSEJO.

El Pleno del Consejo **ACUERDA**, por unanimidad, aprobar el acta núm 1.296 de la reunión celebrada el día 11 de diciembre de 2013, con las consideraciones hechas en el transcurso de la reunión.

II. ASUNTOS PARA LA TOMA DE DECISIÓN.

Trámite normal

1. C.N. ALMARAZ: SOLICITUD DE APRECIACIÓN FAVORABLE PARA LA APLICACIÓN DEL CASO DE CÓDIGO N-789.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta de apreciación favorable, con condiciones, de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (Ref. CSN/PDT/CNALM/AL0/1312/202) a la solicitud del titular de la central nuclear de Almaraz de aplicación del Caso de Código N-789 *"Alternative Requirements for Pad Reinforcement of Class 2 and 3 Moderate-Energy Carbon Steel Piping for Raw Water Service, Section XI, Division 1"*.

El Pleno del Consejo ha estudiado la solicitud del titular y la propuesta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y **ACUERDA**, por unanimidad, aprobarla en los términos presentados.

2. PROPUESTA DE CRITERIOS DE EVALUACIÓN A CONSIDERAR EN LAS MODIFICACIONES DE DISEÑO POST-FUKUSHIMA.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear de aprobación del documento "Criterios de Evaluación a Considerar en las Modificaciones de Diseño Post-Fukushima" que recoge las pautas que, con carácter general y de modo homogéneo, deberán aplicar los evaluadores de este organismo en su valoración de las mejoras a introducir por los titulares en respuesta a las ITC post-Fukushima.

El Pleno del Consejo ha estudiado la propuesta de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y **ACUERDA**, por unanimidad, aprobar el documento "Criterios de Evaluación a Considerar en las Modificaciones de Diseño Post-Fukushima" que figura como Anexo I a la presente acta.

Los miembros del Pleno acuerdan, asimismo, aprobar la redacción de este punto del acta de la propia reunión.

3. CAMBIO DE TITULARIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES DE ALMARAZ (UNIDADES I Y II), TRILLO I, ASCÓ II Y VANDELLÓS II CON MOTIVO DE LA CONSTITUCIÓN DE LA SOCIEDAD IBERDROLA GENERACIÓN NUCLEAR.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo el informe de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear (Ref. CSN/PDT /SCN/GENER/1310/22) favorable a la solicitud de Iberdrola Generación S. A. de cambio de titularidad de sus participaciones accionariales en las centrales nucleares de Almaraz (unidades I y II), Trillo, Ascó II y Vandellós II realizada por Iberdrola Generación, S.A, por transferencia de las mismas a la sociedad de nueva creación Iberdrola Generación Nuclear S. A.

El Pleno, tras debatir, **ACUERDA**, por unanimidad, aplazar este punto a una próxima reunión.

4. INFORME SOBRE INSTALACIONES RADIATIVAS DE TRÁMITE NORMAL.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta de informe favorable a la autorización evaluada por la Dirección Técnica de Protección Radiológica (DPR), siguiente:

- Hospital Nuestra Señora de la Esperanza, S.L. (IRA-3264): Santiago de Compostela (A Coruña).

Autorización de funcionamiento.

El Pleno del Consejo considera que la propuesta cumple la normativa y las disposiciones aplicables, como se desprende del análisis y valoración de la evaluación realizada, siguiente:

- CSN/IEV/PM/IRA-3264/2013.

El Pleno del Consejo, **ACUERDA**, por unanimidad, informar favorablemente la citada autorización en los términos presentados.

5. MODIFICACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DEL SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL EXTERNA (SDPE) DE INFOCITEC.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta de la Dirección Técnica de Protección Radiológica de aprobar la Modificación de la autorización del Servicio de Dosimetría Personal Externa (SDPE) de INFOCITEC al incorporar un nuevo equipo de lectura marca HARSHAW, modelo 8800PLUSCE, número de serie 1205173, que es el mismo modelo que los dos de que dispone y por cambio de la sede social, que pasa de Madrid a Valladolid, debido a que INFOCITEC, S.A. radicado en Madrid, es absorbido por FIDOTEC, S.L., con sede en Valladolid.

El Pleno del Consejo ha estudiado la propuesta de la Dirección Técnica de Protección Radiológica y **ACUERDA**, por unanimidad, aprobarla en los términos presentados.

6. C.A. EL CABRIL: CONSTRUCCIÓN DE LA CELDA 30 DE LA INSTALACIÓN DE ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS SÓLIDOS DE SIERRA ALBARRANA.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta de la Dirección Técnica de Protección Radiológica, de ref. CSN/PDT/AICDI/CABRIL/1309/59, de apreciar favorablemente la autorización de construcción de la celda 30 de almacenamiento de residuos de muy baja actividad de la instalación de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana. C.A. el Cabril, solicitada por Enresa.

El Pleno del Consejo, tras debatir, acuerda aplazar la toma de decisión de este asunto a una próxima reunión.

7. TOMA DE DECISIONES EN MATERIA DE PERSONAL.

No se trató ningún asunto en este punto del Orden del día.

8. CONTRATACIONES, CONVENIOS Y ACUERDOS.

- 8.1 Propuesta de inicio de contratación de un Servicio de monitorización, mantenimiento y soporte técnico de redes y comunicaciones, sistemas y microinformática.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta de la Subdirección de Tecnologías de la Información que tiene por objeto el inicio de trámites para la contratación mediante procedimiento abierto de un Servicio de monitorización, mantenimiento y soporte técnico de redes y comunicaciones, sistemas y microinformática.

El Pleno del Consejo ha estudiado la propuesta de la Subdirección de Tecnologías de la Información y **ACUERDA**, por unanimidad, aprobarla en los términos presentados.

- 8.2 Propuesta de prórroga de los convenios de colaboración del CSN con la Universidad Politécnica de Madrid (ETSI Minas y ETSI Industriales de Madrid) y la Universidad Politécnica de Cataluña (ETSI Industriales de Barcelona) relativos respectivamente a cada una de las cátedras del CSN en las Universidades mencionadas.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo la propuesta del Gabinete Técnico de Presidencia (GTP) relativa a la aprobación de las prórrogas de los Convenios de Colaboración del CSN con

la Universidad Politécnica de Madrid (Cátedra Federico Goded de la ETSI Industriales de Madrid y Cátedra Juan Manuel Kindelán de la ETSI Minas y Energía) y con la Universidad Politécnica de Cataluña (Cátedra Argos de la ETSI Industriales de Barcelona) por una duración de seis meses, hasta el 30 de junio de 2014.

El Pleno del Consejo ha estudiado la propuesta del Gabinete Técnico de Presidencia y, por unanimidad, **ACUERDA** aprobarla en los términos presentados.

Trámite simplificado

9. INFORME SOBRE INSTALACIONES RADIATIVAS DE TRÁMITE SIMPLIFICADO.

La Secretaría General presenta a la consideración del Consejo las propuestas de informe favorable a las autorizaciones evaluadas por la Dirección Técnica de Protección Radiológica (DPR) y por el Servicio de Coordinación de Actividades Radiactivas (SCAR) de la Generalitat de Cataluña (SCAR), siguientes:

Por parte de la DPR:

- Oncología del Sur, S.L. (IRA-2864): Málaga.
Autorización de modificación.
- CIEMAT (IR-05): Madrid.
Autorización de modificación.
- DIB Dental, S.L. (ERX/PM-0010): Palma de Mallorca (Islas Baleares).
Autorización e inscripción en el Registro de Empresas de Venta y Asistencia Técnica.

Por parte del SCAR:

- Hospital Clínic i Provincial de Barcelona (IRA-0017): Barcelona.
Autorización de modificación.

El Pleno del Consejo considera que las propuestas cumplen la normativa y las disposiciones aplicables, como se desprende del análisis y valoración de las evaluaciones realizadas, siguientes:

- CSN/IEV /MO-1/IRA-2864/2013.
- CSN/IEV/AUT-6/IRA-2940/13
- CSN/IEV/AUT-01/ERX/PM-0010/13.

- CSN-GC/IEV/MO-34/IRA-0017/13.

El Pleno del Consejo, **ACUERDA**, por unanimidad, informar favorablemente las cuatro autorizaciones en los términos presentados.

10. ASUNTOS VARIOS.

No se trató ningún asunto en este punto del Orden del día.

III. ASUNTOS PARA INFORMACIÓN

11. INFORMACIÓN SOBRE INCIDENCIAS EN CENTRALES NUCLEARES.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

12. SUCESOS NOTIFICADOS EN INSTALACIONES Y ACTIVIDADES REGULADAS.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

13. ENTRADA DE SOLICITUDES Y PREVISIONES PARA PRÓXIMOS PLENOS.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

14. INFORMACIONES ESPECÍFICAS.

- 14.1 Resolución recurso de alzada presentado por ENUSA Industrias Avanzadas, S.A. contra resolución DGPEM de 3 de octubre de 2012, por la que se concede la autorización de protección física de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

- 14.2 Propuesta de supervisión y seguimiento de la C.N. Santa María de Garoña (SSG).

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

- 14.3 Nota informativa sobre posible colaboración con Taller de plataforma MELODI.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

- 14.4 Pirámide de la normativa en Emergencias.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

14.5 Simulacros de Emergencia 2014.

El Consejo toma nota de la información aportada por la Secretaría General.

15. PROPUESTAS E INFORMES DEL PRESIDENTE, CONSEJEROS Y SECRETARIA GENERAL.

15.1 Presidente Sr. Marti Scharfhausen.

15.1.1 Nombramientos.

Coordinador ATC:

A los efectos prevenidos en el artículo 36 h) del R. D. 1440/2010 que aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear y en relación con la Resolución de 8 de noviembre de 2013 del Consejo de Seguridad Nuclear por la que se convocó la provisión de un puesto de libre designación N-29, Coordinador ATC, el Presidente informa que se procederá al nombramiento de D. Fernando Pelayo Loscertales, funcionario de la Escala Superior del Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.

Coordinador adjunto ATC:

Asimismo, con referencia al mismo precepto normativo y en relación con la Resolución de 8 de noviembre de 2013 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se convocó la provisión de un puesto de libre designación N-28, Coordinador adjunto ATC, el Presidente informa que se procederá al nombramiento de D. Juan José Montesinos Castellanos, funcionario de la Escala Superior del Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.

Los miembros del Pleno toman nota de la anterior información.

15.1.2 Guía de Seguridad 9.4 Evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos superficiales definitivos de residuos radiactivos de media y baja actividad.

15.2 Vicepresidenta Sra. Velasco.

15.2.1 Documentación relativa a la Cátedra Juan Manuel Kindelán.

15.3 Consejera Sra. Narbona.

La Sra. Narbona da información al Pleno del contenido de la reunión mantenida el pasado día 16 de diciembre con representantes sindicales en relación al proceso iniciado de análisis de necesidades, de cara a una modificación de la Relación de Puestos de Trabajo del CSN con el fin de dotar al organismo de una estructura de puestos de trabajo que le permita

afrontar con éxito los nuevos retos en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

15.4 Secretaria General Sra. Rodríguez López.

15.4.1 Acta firmada del Pleno nº 1295, correspondiente a la reunión celebrada el día 04-12-2013.

15.4.2 Colaboración del CSN en el proceso de preparación de las cumbres de seguridad física nuclear.

15.4.3 Misión IPPAS al OIEA por parte del Estado español.

15.4.4 Evaluación del SISC y resultados en el pilar de seguridad física correspondiente al tercer trimestre de 2013.

15.4.5 Informe sobre el grupo de trabajo del informe anual.

16. COMISIONES DEL CONSEJO Y COMITÉS.

No se trató ningún asunto en este punto del Orden del día.

17. CUMPLIMIENTO DE ENCARGOS DEL CONSEJO.

No se trató ningún asunto en este punto del Orden del día.

18. INFORME SOBRE DELEGACIONES DEL CONSEJO.

18.1 Delegaciones en el Presidente.

18.1.1 Licencias, acreditaciones y homologación de cursos.

- Resolución de 28/11/2013: Prórroga de licencias de supervisor (17) y de operador (36) de instalaciones radiactivas.
- Resolución de 02/12/2013: Concesión de licencias de supervisor (14) y de operador (11) de instalaciones radiactivas.
- Resolución de 02/12/2013: Prórroga de licencias de supervisor (20) y de operador (13) de instalaciones radiactivas.
- Resolución de 28/11/2013: Concesión de licencias de supervisor (28) y de operador (42) de instalaciones radiactivas.

19. INFORME DE LOS DIRECTORES TÉCNICOS.

Los Directores Técnicos de Seguridad Nuclear y de Protección Radiológica comparecieron al inicio de la reunión y contestaron a las preguntas formuladas por los miembros del Pleno sobre diversos asuntos contenidos en el Orden del día.



Así mismo, informaron al Pleno del desarrollo de su comparecencia el pasado 17 de diciembre ante la Comisión de Industria, Energía y Turismo (Ponencia encargada de las relaciones con el Consejo de Seguridad Nuclear) del Congreso de los Diputados).

20. RUEGOS Y PREGUNTAS.

En esta reunión del Pleno no se ha efectuado ningún ruego ni pregunta.

Y no habiendo más asuntos que tratar, se levanta la sesión siendo las catorce horas y treinta minutos del día dieciocho de diciembre de dos mil trece.

LA SECRETARIA GENERAL

VºBº

EL PRESIDENTE

ANEXO I

*CRITERIOS DE EVALUACIÓN A CONSIDERAR EN LAS MODIFICACIONES DE
DISEÑO POST-FUKUSHIMA*

18 de diciembre de 2013

1.- OBJETO

El objeto de este documento es el establecimiento de criterios de evaluación del CSN que, con carácter general y de modo homogéneo, se aplicarán en la valoración de las mejoras a introducir por los titulares en respuesta a las ITC post-Fukushima.

2.- ANTECEDENTES

El proceso de implantación de medidas post-Fukushima no está sometido, a nivel internacional, a un marco regulador o normativo claramente definido, por lo que a nivel de las Direcciones Técnicas del CSN se ha considerado conveniente el disponer de un documento en el que se recogieran criterios que ayuden a los evaluadores del CSN en la realización de su proceso de valoración y, simultáneamente, aporten guías a los titulares acerca de criterios con los que se deben abordar algunas de las modificaciones previstas o en curso.

3. CRITERIOS

En la elaboración de este documento se ha tenido en cuenta lo siguiente: en primer lugar la nota interior de la Secretaría General del Consejo de Seguridad Nuclear de 27 de mayo de 2013 en la que se establecían algunos criterios de carácter general aplicables a este proceso; además se han revisado, en la medida de lo posible, las acciones que están llevando a cabo diversos organismos reguladores.

3. DESARROLLO

En la elaboración de este documento se ha tenido en cuenta lo siguiente: en primer lugar la nota interior de la Secretaría General del Consejo de Seguridad Nuclear de 27 de mayo de 2013 en la que se establecían algunos criterios de carácter general aplicables a este proceso; además se han revisado, en la medida de lo posible, las acciones que están llevando a cabo diversos organismos reguladores; finalmente se ha valorado la experiencia ya adquirida por los técnicos del CSN en las inspecciones ya realizadas en relación con estos temas.

ANEXOS:

- Anexo 1: Criterios de aplicación general para la evaluación del diseño de las medidas post-Fukushima
- Anexo 2: Criterios de evaluación del sistema de venteo filtrado de la contención
- Anexo 3: Criterios de evaluación de los recombinaidores autocatalíticos pasivos
- Anexo 4: Criterios de evaluación del CAGE

ANEXO 1

CRITERIOS DE APLICACIÓN GENERAL PARA LA EVALUACIÓN DEL DISEÑO DE LAS MEDIDAS POST-FUKUSHIMA

ÍNDICE

1. Objeto.....	1
2. Alcance.....	1
3. Ámbito de aplicación.....	2
4. Referencias para la elaboración de criterios generales.....	2
5. Aspectos relacionados con el marco normativo	3
6. Criterios de evaluación del diseño aplicables a ESC dentro del ámbito de aplicación del presente documento.....	5
7. Referencias.....	8

1. Objeto

Este documento tiene por objeto el tratar de establecer criterios de aplicación general para la evaluación del diseño de los medios previstos en las CCNN españolas (ya sean nuevos medios o mejoras en los ya existentes) para reforzar su capacidad de hacer frente a las situaciones postuladas dentro de los análisis llevados a cabo tras el accidente de Fukushima, de acuerdo con lo establecido en las ITC 2/4 e ITC 3 (ref. 1) y en la nota interior (NI) de la Secretaría General del Consejo de Seguridad Nuclear de 27 de mayo de 2013 (ref.2)

Dada la magnitud y el carácter multidisciplinar del proceso, se ha considerado necesario establecer unos criterios de carácter general aplicables a la inspección/valoración/evaluación del diseño de estas medidas que, así mismo, podrán ser tenidos en cuenta por los titulares para el desarrollo de las modificaciones y mejoras a implantar.

2. Alcance

El desarrollo y la implantación de las mejoras post-Fukushima se basan en el principio de defensa en profundidad y tienen por objeto prevenir la ocurrencia de accidentes severos y mitigar las consecuencias radiológicas de los mismos en caso de que se produjeran, limitando así los dos factores concurrentes en la ecuación del riesgo (la probabilidad de ocurrencia y el daño causado).

Aplicando la filosofía que se establece en el plan de armonización de WENRA en el que el CSN participa activamente, las mejoras post-Fukushima a implantar en las

centrales forman parte de lo que se denomina "extensión del diseño" de las instalaciones.

Conviene aclarar que el concepto "extensión del diseño" engloba en realidad dos tipos de medidas:

i) Aquellas diseñadas para situaciones no incluidas dentro de las bases de diseño de las centrales pero que por su no despreciable probabilidad de ocurrencia (ATWS, SBO, etc.) se considera que deben tener un tratamiento diferenciado, incluyendo la realización de análisis de seguridad específicos y la implantación de mejoras al diseño que eviten que, en caso de producirse dichas situaciones, los mismos pudieran derivar en una situación de accidente con consecuencias no aceptables, fundamentalmente para el combustible o para la protección radiológica. El uso de estas medidas se realiza, en general, dentro del campo de las acciones automáticas de planta así como de los procedimientos de operación anormales/de fallo y de emergencia (POE).

ii) Aquellas otras cuya función principal está relacionada con la prevención y la mitigación de accidentes severos y cuyo uso se realiza dentro del campo de las acciones manuales previstas en los procedimientos de operación de emergencia (POE), en las guías de gestión de accidente severo (GGAS) y en las guías de mitigación del daño extenso (GMDE).

Los criterios que se establecen en este documento son aplicables específicamente a este segundo tipo de medidas y únicamente en el caso de que impliquen modificaciones físicas de estructuras, sistemas y componentes (ESC) previamente existentes, o implantación de nuevas ESC; es decir, no se abordan cambios de tipo organizativo o a procedimientos.

El establecimiento de criterios de carácter general no exime de la necesidad de desarrollar criterios específicos aplicables a las medidas concretas; este tipo de criterios específicos quedan fuera del alcance del presente documento.

3. Ámbito de aplicación

Los criterios generales establecidos en el presente documento son aplicables a la inspección/valoración/evaluación del diseño de las medidas propuestas por las CCNN españolas para cumplir con los requisitos de las ITC 2/4 y 3 y podrán ser tenidos en cuenta por los titulares para el diseño de las mismas.

Igualmente estos criterios deberán ser tenidos en cuenta por las áreas especialistas en el desarrollo de criterios específicos aplicables a la evaluación del diseño de medidas concretas.

4. Referencias para la elaboración de criterios generales

Existe ya una importante experiencia internacional en la implantación de medidas más allá de la base de diseño de las centrales y cuyos objetivos se centran en la prevención y mitigación de accidentes severos; sirva a modo de ejemplo:

- acciones adoptadas en varios países europeos tras el accidente de Chernóbil (como Alemania, Finlandia o Suecia, e incluso las adoptadas en la CN de Trillo de acuerdo con la experiencia alemana),
- proceso de mejoras en curso en diversos países europeos tras Fukushima,
- proceso de mejoras iniciado en USA tras el 11-S y
- proceso de mejoras en curso en USA tras Fukushima (órdenes de la NRC marzo de 2012).

Así mismo, en el año 2012 se inició un proceso de revisión de los niveles de referencia de WENRA a la luz de los sucesos de Fukushima, en el que participa activamente el CSN.

En la elaboración de los criterios de carácter genérico que a continuación se desarrollan se ha tenido en cuenta la experiencia internacional así como el documento en borrador de los niveles de referencia de WENRA, fundamentalmente el *issue* F (extensión del diseño en reactores existentes) pero también los *issues* L/M (procedimientos de operación de emergencia y guías de accidentes severos) y R (plan de emergencia interior) para tratar de asegurar la necesaria coherencia.

Adicionalmente, en la reunión de Pleno de 30 de abril de 2013, se aprobó el documento "Criterios aplicables a la construcción de Centros Alternativos de Gestión de Emergencias", transmitidos a las direcciones técnicas del CSN mediante NI de ref.2; los criterios que se establecen en este documento de carácter general son consistentes con lo establecido por el Pleno para el caso particular del CAGE.

5. Aspectos relacionados con el marco normativo

No es el objeto de este documento realizar un análisis de aplicabilidad de las Instrucciones (IS) del Consejo de Seguridad Nuclear; no obstante y por las razones que a continuación se indican, se considera necesario mencionar las siguientes:

IS-27, sobre criterios generales de diseño en centrales nucleares

Con carácter general y dado que el ámbito de aplicación de las medidas requeridas en las ITC 2/4 y 3 está más allá de las bases de diseño, conviene aclarar que no son de aplicación los criterios que establece la instrucción del Consejo IS-27.

Por tanto tampoco se requiere el uso sistemático de las normas o estándares de la industria nuclear que garantizan el cumplimiento de la IS-27, pudiendo utilizarse, en principio y con carácter general, estándares de diseño de la industria convencional.

En consecuencia, y también con carácter general, criterios como el de diseño contra fallo único (redundancia), contra fallos en modo común (diversidad), la separación física, o la calificación ambiental y sísmica (de acuerdo con los programas de calificación establecidos en las bases de licencia de las instalaciones) no son, en principio, de aplicación obligatoria.

IS-21, sobre modificaciones de diseño en centrales nucleares

La IS-21 es, obviamente, de total aplicación a las modificaciones de diseño que los titulares implanten como consecuencia de las ITCs 2/4 y 3.

Las modificaciones que de algún modo afecten a ESC previamente existentes (ya sean relacionados con la seguridad o relevantes para la seguridad según los define la IS-21) no deben ni interferir ni afectar negativamente al desempeño de las funciones previamente asignadas a dichos ESC en su base de diseño. En caso contrario, según establece la IS-21, requerirían autorización previa del MINETUR, con informe favorable del CSN.

IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares

Establece requisitos normativos básicos aplicables en materia de seguridad nuclear que incluyen situaciones más allá de la base de diseño original (artículo 5.8).

Establece requisitos sobre mantenimiento, inspección y pruebas de equipos "importantes para la seguridad" (artículo 7.4) que, de acuerdo con la definición que incluye la propia IS, es aplicable a las ESC dentro del alcance del presente documento.

Establece requisitos sobre procedimientos de operación (artículo 7.6) aplicables a las ESC dentro del alcance del presente documento.

IS-11, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares

Establece requisitos normativos aplicables a los titulares de instalaciones nucleares y a los poseedores de licencia de operador y supervisor; en el ámbito del presente documento se considera relevante porque establece requisitos de formación y entrenamiento al personal con licencia que afectan tanto a las modificaciones de diseño que se implanten en la instalación como al entrenamiento en la aplicación de los procedimientos de operación, incluidos los procedimientos de operación anormal y de emergencia.

IS-12, sobre requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia en centrales nucleares

Establece requisitos normativos básicos en materia de formación y entrenamiento aplicables a todo el personal que trabaje para la instalación.

Nuevas Instrucciones del Consejo, sobre bases de diseño y análisis de accidentes en centrales nucleares y sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos.

El CSN tiene previsto emitir estas Instrucciones en breve;

La IS sobre bases de diseño y análisis de accidentes se encuentra actualmente en la fase final de comentarios. Los sucesos más allá de la base de diseño de la instalación ("extensión del diseño") están dentro de su alcance.

La IS sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos aplica a las estrategias de gestión de accidentes, incluidos los procedimientos de operación de emergencia y las guías de gestión de accidente severo bajo las que se contemplan las ESC dentro del alcance del presente documento.

6. Criterios de evaluación del diseño aplicables a ESC dentro del ámbito de aplicación del presente documento

6.1. Criterios de evaluación del diseño aplicables a nuevas ESC (móviles o instalados de modo permanentemente)

Las nuevas estructuras, sistemas y componentes (ESC), tanto móviles como instalados de modo permanente, incluidos los sistemas soporte que permiten mantener su funcionalidad, deben ser capaces de desarrollar sus funciones especificadas en las condiciones en las que se prevea su actuación. Ello supone que deben disponer de un alto grado de disponibilidad y de fiabilidad, lo que se entiende por disponer de un diseño suficientemente "robusto". Con este objetivo se establecen los siguientes requisitos:

a) Las estructuras, sistemas y componentes móviles deberán:

- i. Estar diseñados y fabricados para cumplir los objetivos funcionales previstos (por ejemplo, caudales de bombas, potencia y frecuencia de generadores eléctricos, etc.).
- ii. Disponer de los sistemas soporte (suministro eléctrico, aire de accionamiento, refrigeración, consumibles etc.) que aseguren el correcto desempeño de su función de manera autónoma, sin refuerzos externos a los disponibles en la propia instalación tras los sucesos a los que deben hacer frente al menos 24 horas sin apoyo desde el exterior del emplazamiento y hasta al menos las 72 horas siguientes sólo contando con apoyo de equipos ligeros procedentes del exterior del emplazamiento.
- iii. Ser capaces de soportar en estado de reposo¹ los sucesos externos o internos analizados en los procesos de las pruebas de resistencia y de la pérdida de grandes áreas manteniendo su funcionalidad para un uso posterior (por ejemplo, deben soportar condiciones ambientales extremas si se ubican a la intemperie, o deben ser capaces de soportar en su lugar de almacenamiento el margen sísmico identificado en el ámbito de las pruebas de resistencia y los efectos inducidos por éste). Dado que se trata de situaciones más allá de la base de diseño, no se considera necesario un procedimiento de "calificación" como el requerido en la normativa aplicable a los sistemas "clase de seguridad" pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza

¹ En su lugar de almacenamiento, fuera de servicio.

que la ESC será capaz de soportar tal condición manteniendo su funcionalidad posterior.

- iv. Ser capaces de soportar en funcionamiento las condiciones ambientales esperables en las situaciones postuladas en este ejercicio (si está previsto su uso en exteriores, las condiciones analizadas en las pruebas de resistencia y si es en el interior de edificios, las condiciones ambientales que en ellos se podrían alcanzar durante un accidente severo), manteniendo su funcionalidad durante el tiempo que ésta sea requerida. Al igual que en el criterio iii), no se considera necesario un procedimiento de "calificación" como el requerido en la normativa aplicable a los sistemas clase de seguridad pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que el ESC será capaz de desempeñar adecuadamente su función.
- v. Estar almacenados en lugares que permanezcan accesibles bajo las condiciones resultantes de los sucesos a los que deben hacer frente (por ejemplo tras un sismo, inundación u otros sucesos adversos analizados en las pruebas de resistencia, o en caso de "pérdida de grandes áreas").
- vi. Permitir, por personal entrenado para ello y mediante el uso de procedimientos o instrucciones escritas, una puesta en servicio fácil y suficientemente rápida como para poder cumplir la función prevista en el tiempo que se haya estimado como disponible en los procesos de las pruebas de resistencia y de la pérdida de grandes áreas.
- vii. Disponer de suficientes puntos de conexión para garantizar la disponibilidad de las conexiones bajo las condiciones derivadas de los sucesos externos o internos analizados en las pruebas de resistencia y en la pérdida de grandes áreas, difíciles de definir *a priori*.
Para ello, al menos un punto de conexión (interior o exterior) debería permanecer accesible (física y radiológicamente), hasta donde sea razonablemente posible garantizarlo, bajo las condiciones resultantes de los sucesos a los que deben hacer frente, de manera que permitan la realización de las acciones manuales que sean requeridas.
- viii. Disponer de puntos de conexión compatibles con los equipos del Centro de Apoyo en Emergencias-CAE (salvo justificación adecuada por parte del titular).
- ix. Estar diseñados, fabricados y almacenados de manera que permitan ser verificados según procedimientos de prueba periódica que se deben desarrollar a tal fin, y que, junto con un adecuado programa de mantenimiento (incluyendo la correspondiente gestión de repuestos), permitan garantizar adecuadamente que tanto los ESC como sus puntos de conexión mantienen su fiabilidad y funcionalidad.

b) Las estructuras, sistemas y componentes instalados de modo permanente deberán:

- i. Estar diseñados y fabricados para cumplir los objetivos funcionales previstos (caudales de bombas, potencia y frecuencia de generadores eléctricos, habitabilidad y capacidad de gestión de la emergencia en el caso particular del Centro alternativo de Gestión de Emergencias-CAGE, etc.).
- ii. Disponer de los sistemas soporte (suministro eléctrico, aire de accionamiento, refrigeración, consumibles etc.) que aseguren el correcto desempeño de su función de manera autónoma, sin refuerzos externos a los disponibles en la

- instalación tras los sucesos a los que deben hacer frente durante al menos 24 horas sin apoyo desde el exterior del emplazamiento y hasta al menos las 72 horas siguientes sólo contando con apoyo de equipos ligeros procedentes del exterior del emplazamiento.
- iii. Ser capaces de soportar en estado de reposo² los sucesos externos o internos analizados en los procesos de las pruebas de resistencia y de la pérdida de grandes áreas manteniendo su funcionalidad para un uso posterior (por ejemplo, deben soportar condiciones ambientales extremas si se ubican a la intemperie, deben estar situados en una altura establecida en consistencia con la cota de inundación analizada o deben ser capaces de soportar el margen sísmico identificado en el ámbito de las pruebas de resistencia y los efectos inducidos por éste). Dado que se trata de situaciones más allá de la base de diseño, no se considera necesario un procedimiento de calificación como el requerido en la normativa aplicable a los sistemas clase de seguridad pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que la ESC será capaz de soportar tal condición manteniendo su funcionalidad posterior.
 - iv. Ser capaces de soportar en funcionamiento las condiciones ambientales previstas en las situaciones postuladas en estos ejercicios (si está previsto su uso en exteriores, las condiciones analizadas en las pruebas de resistencia y si es en el interior de edificios, las condiciones ambientales que en ellos se podrían alcanzar durante un accidente severo) manteniendo su funcionalidad durante el tiempo que sea requerido.
Salvo cuando así se establezca en documentos específicos del CSN, no se considera necesario un procedimiento de calificación como el requerido en la normativa aplicable a los sistemas clase de seguridad pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que el ESC será capaz de desempeñar adecuadamente su función.
 - v. Estar soportados sísmicamente según estándares de la industria nuclear³. El uso de estándares de la industria convencional (por ejemplo, la norma sismo-resistente para las estructuras) será admisible cuando así se establezca en documentos específicos del CSN. Así mismo, si en algún caso particular el Consejo de Seguridad Nuclear lo estima oportuno, podrán requerirse márgenes sísmicos diferentes a los analizados, que se recogerán en documentos específicos del CSN.
 - vi. Permitir, por personal entrenado para ello y mediante el uso de procedimientos o instrucciones escritas, una puesta en servicio fácil y suficientemente rápida como para poder cumplir la función prevista en el tiempo que se haya estimado como disponible en los procesos de las pruebas de resistencia y de pérdida de grandes áreas.
 - vii. Los edificios que puedan requerir acceso y los componentes que pudieran requerir actuación o vigilancia local durante un accidente deberán, hasta donde sea razonablemente posible, permanecer accesibles (física y radiológicamente,) tras los sucesos en los que está previsto su uso; por ejemplo, no deben verse afectados

² En el lugar en que esté instalado, pero fuera de servicio.

³ Diseño sísmico de acuerdo con la base de diseño de la instalación y margen sísmico consistente con el identificado en las pruebas de resistencia.

por las consecuencias de un sismo, inundación u otros sucesos adversos analizados en las pruebas de resistencia, pérdida de grandes áreas o cuyo análisis haya sido requerido en las ITC. En la valoración de la accesibilidad se deberán tener en cuenta las condiciones ambientales que podrían producirse en las situaciones que requerirían la realización de acciones manuales.

- viii. Estar diseñados, fabricados y ubicados de manera que permitan ser verificados según procedimientos de prueba (inicial y periódica) que se deben desarrollar a tal fin, y que, junto con un adecuado programa de mantenimiento (incluyendo la correspondiente gestión de repuestos), permitan garantizar adecuadamente que los ESC mantienen su fiabilidad y funcionalidad.

6.2. Criterios de evaluación del diseño aplicables a mejoras sobre ESC previamente existentes.

En el caso de modificaciones de diseño sobre ESC previamente existentes o sus "sistemas soporte", sean o no ESC relacionados con la seguridad, y para tratar de garantizar el desempeño de la función que se considere en respuesta a las ITC 2/4 y 3, son de aplicación los requisitos incluidos en el apartado 6.1.b para nuevas ESC instaladas de forma permanente.

7. Referencias

1. ITC 2/4 y 3.
2. Nota Interior de la Secretaría General, de referencia MLRL/13/037, de 27 de mayo de 2013.
3. CSN/GEL/CINU/GENER/1212/02 "Guía para la evaluación de las actuaciones previstas por los titulares de las centrales nucleares en operación como consecuencia de las ITC post-Fukushima emitidas por el CSN" de 31/01/2013.

ANEXO 2

CRITERIOS DE EVALUACIÓN DEL SISTEMA DE VENDEO FILTRADO DE LA CONTENCIÓN

ÍNDICE

1. Objeto.....	1
2. Antecedentes	1
3. Bases de licencia.....	1
4. Alcance	2
5. Aspectos relacionados con el marco normativo	2
6. Criterios de evaluación del diseño aplicables al sistema de venteo filtrado de la contención	2

1. Objeto

Este documento tiene por objeto establecer criterios a tener en cuenta en la evaluación del diseño del sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC) que las centrales nucleares españolas tienen previsto instalar en respuesta a lo requerido en la ITC 3 del CSN.

Dadas las características del proceso emprendido y el marco en el que se desarrolla (dentro del ámbito de la “extensión del diseño”), así como la carencia de normas técnicas de referencia, se ha considerado necesario establecer unos criterios de evaluación del diseño de este sistema que, así mismo, podrán ser tenidos en cuenta por los titulares en el desarrollo de la modificación.

2. Antecedentes

Los criterios aplicables a la evaluación del diseño de las medidas post-Fukushima (anexo 1), de carácter general, ha servido de punto de partida para la elaboración del presente documento. Los aspectos de diseño no contemplados explícitamente en este documento específico para SVFC deberán ajustarse a lo establecido en el documento del anexo 1.

Para el establecimiento de estos criterios, se han tenido en cuenta los niveles de referencia de WENRA.

Adicionalmente, para el establecimiento de estos criterios (y, en particular, los que son de carácter más técnico) se ha tenido en cuenta la experiencia de algunos países que cuentan con sistemas de venteo filtrado de la contención, fundamentalmente Suecia, Alemania, Suiza y Canadá.

3. Bases de licencia

La ITC 3 asociada a las autorizaciones de explotación vigentes de las centrales nucleares establece, para el sistema de venteo filtrado de la contención y para las CN Almaraz, Ascó, Trillo y Vandellós II, lo siguiente:

“En cuanto a la capacidad de venteo de contención: presentar al CSN, antes del 31 de diciembre de 2013, un análisis de las alternativas tecnológicas existentes para el sistema de venteo filtrado de la contención y la solución finalmente adoptada. Finalización de la implantación: largo plazo.”

En el caso de CN Cofrentes se estableció un plazo para que el titular analizara la instalación del SVFC. Finalmente, el CSN requirió a CN Cofrentes la instalación del SVFC, por lo que los criterios que se establecen en este documento son de total aplicación.

4. Alcance

Los criterios de evaluación del diseño que contiene este documento son aplicables a la evaluación del diseño del SVFC requerido, en el ámbito de la extensión del diseño, para la prevención y mitigación de las consecuencias de accidentes severos.

Así, el presente documento contempla criterios específicamente aplicables al diseño del SVFC de las centrales nucleares españolas como medida última para la evacuación de calor residual de la contención, previniendo la ocurrencia del accidente severo y la mitigación de sus consecuencias, limitando el vertido al exterior en caso de ocurrencia.

5. Aspectos relacionados con el marco normativo

En el documento del Anexo 1 se identifican algunas Instrucciones (IS) del Consejo de Seguridad Nuclear que por los motivos que allí se exponen se considera necesario destacar, sin que ello se considere un análisis de aplicabilidad de las mismas; en el contexto del presente documento se considera necesario insistir en la aplicabilidad total de la IS 21 (poniendo especial énfasis en la valoración del impacto que la modificación supone sobre los sistemas de seguridad y sistemas relevantes para la seguridad previamente existentes) y en la no aplicabilidad, con carácter general, de la IS 27 (salvo lo que se indique expresamente en este documento).

6. Criterios de evaluación del diseño aplicables al sistema de venteo filtrado de la contención

6.1 Consideraciones generales

El sistema de venteo dedicado de la contención, diseñado para accidentes más allá de la base de diseño, se puede utilizar tanto para prevenir la ocurrencia de accidentes severos ante eventos con fallo de la capacidad de extracción de calor residual de la contención como para mitigar las consecuencias de un accidente severo, preservando la integridad de la contención frente a la sobrepresurización debida a la generación de gases incondensables y facilitando las estrategias de inundación de la contención

primaria. En los actuales POE-GAS de las centrales BWR se utiliza con carácter preventivo y mitigador. En el caso de los PWR, actualmente existe la posibilidad de llevar a cabo el venteo de la contención en aplicación de las GGAS para preservar la integridad de la contención frente a la sobrepresurización debida a la generación de gases incondensables y facilitar las estrategias de inundación de la contención.

El hecho de que el venteo sea filtrado refuerza la función de la contención como barrera última frente a la liberación de productos radiactivos al exterior, asegura altos factores de descontaminación con independencia de la secuencia accidental, minimizando las consecuencias radiológicas de los accidentes en el exterior; además facilita la realización de las acciones manuales contempladas en las estrategias de gestión de accidentes (POEs, GGAS y GMDEs) reduciendo las dosis a los trabajadores durante la emergencia y permite una mejor coordinación con los planes de emergencia exteriores.

Como sistema concebido para hacer frente a situaciones más allá de la base de diseño, el SVFC no se considera un sistema de seguridad sino relevante para la seguridad de acuerdo con la definición de la IS-21 y la IS-26:

“Elemento de seguridad o (elemento relacionado con la seguridad): es aquel elemento al que se le da crédito su funcionamiento en los análisis de accidentes base de diseño para:

- 1. Llevar la instalación a una condición segura y mantenerla en dicha condición a largo plazo.***
- 2. Limitar las consecuencias radiológicas de los sucesos operativos previstos y de los accidentes base de diseño dentro de sus límites especificados.”***

“Elemento relevante para la seguridad: es aquel elemento que no forma parte de un elemento de seguridad, pero:

- 1. Cuyo funcionamiento se da crédito para mitigar sucesos operativos previstos o accidentes, o se usan en procedimientos de operación en emergencia.***
- 2. Cuyo fallo puede impedir que los elementos de seguridad cumplan su función de seguridad.***
- 3. Cuyo fallo pueda causar la actuación de un sistema de seguridad.”***

Para el adecuado desempeño de sus funciones en las condiciones en las que se prevea su actuación, tanto el propio sistema como los sistemas soporte que permiten mantener su funcionalidad deben disponer de un diseño suficientemente “robusto” que les otorgue un alto grado de disponibilidad y de fiabilidad.

No obstante, las especiales características de este sistema como última medida de protección eficaz para prevenir la ocurrencia del accidente severo y preservar la integridad de la contención y, al mismo tiempo, como última barrera frente a la liberación de productos radiactivos al exterior en caso de que éste se produzca hacen que, en lo que se refiere a su diseño sísmico, a este sistema se le exijan requisitos equivalentes a los de un sistema de seguridad.

Por último indicar que los equipos de este sistema que desempeñen funciones de seguridad (por ejemplo, válvulas de aislamiento de la contención) se consideran, obviamente, elementos de seguridad para el desempeño de tales funciones y deberán ser diseñados y fabricados a tal fin.

6.2 Aspectos relacionados con el diseño funcional

- a) El SVFC deberá estar diseñado y fabricado para cumplir los objetivos funcionales previstos:
- i) El sistema debe ser capaz de mantener la presión de la contención en valores adecuados, calculados teniendo en cuenta: la capacidad estructural de la contención, la capacidad de las penetraciones de contención para operar con niveles aceptables de fugas y los requisitos de presión máxima admisible en contención de sistemas necesarios para hacer frente al accidente, considerando que el disparo del reactor ha sido efectivo. La presión de diseño del SVFC será consistente con estos valores. Los criterios de iniciación y finalización del SVFC deberán estar recogidos en procedimientos o guías.
 - ii) En caso de que, de acuerdo con los análisis efectuados, la función de venteo sea requerida para prevenir la ocurrencia de accidentes severos ante eventos con fallo de la capacidad de extracción de calor residual y como método alternativo de control de hidrógeno en contención, el sistema debe de ser capaz de cumplir sus objetivos en el rango de presiones en que se lleven a cabo tales funciones.
 - iii) Los factores de descontaminación del sistema de venteo filtrado frente a aerosoles, yodo elemental, yodo orgánico, etc deberá estar al nivel de los ofrecidos por las últimas tecnologías disponibles en el mercado.
 - iv) La capacidad del filtro debe permitir la operación autónoma del sistema, sin necesidad de intervención manual sobre el equipo de filtrado, durante un plazo de tiempo consistente con las necesidades de venteo previstas de acuerdo con los análisis efectuados por el titular⁴. Si no fuera posible, el titular deberá justificar la viabilidad de las acciones manuales requeridas para recuperar la capacidad del filtro y el tiempo de indisponibilidad del sistema de venteo filtrado debido a la intervención sobre el filtro no comprometerá el adecuado desempeño de las funciones del sistema de venteo filtrado mientras este sea requerido.
- b) El sistema de venteo filtrado deberá estar diseñado y construido de manera que se minimicen los riesgos sobre el sistema asociados a la presencia de hidrógeno, facilitando el flujo del hidrógeno a su través e impidiendo la presencia de concentraciones de hidrógeno peligrosas en el interior del sistema. Se podrá dar crédito a los Recombinadores Autocatalíticos Pasivos (PAR) instalados en la contención.

⁴ Por ejemplo, tiempo estimado de recuperación de energía eléctrica tras SBO prolongado que permita recuperar la capacidad de extracción de calor residual de la contención, si el sistema de venteo filtrado está concebido para el desempeño de dicha función.

- c) El sistema deberá disponer de la instrumentación necesaria para verificar el correcto funcionamiento del sistema de filtrado y realizar un adecuado control del vertido.
- d) El SVFC y su instrumentación deberá disponer de los sistemas soporte (suministro eléctrico, aire de accionamiento, consumibles etc) que aseguren el correcto desempeño de su función de manera autónoma, sin refuerzos externos a los disponibles en la instalación tras los sucesos a los que debe hacer frente durante al menos 24 h sin apoyo exterior y hasta al menos las 72 h siguientes sólo contando con apoyo de equipos ligeros.
- e) El sistema de venteo filtrado deberá estar diseñado y construido de manera que sea posible la operación manual del sistema de venteo bajo procedimientos elaborados a tal fin y por personal entrenado para ello; los equipos del sistema que requieran o puedan requerir de actuación local manual deberán permanecer accesibles física y radiológicamente bajo las condiciones esperadas en las situaciones accidentales en las que está previsto su uso.
- f) El sistema de venteo filtrado deberá estar diseñado y construido de manera que permita, bajo procedimientos elaborados a tal fin y por personal entrenado para ello, la adecuada gestión de los residuos generados, tanto desde el punto de vista de manipulación como de almacenamiento posterior.
- g) El sistema de venteo filtrado estará diseñado, fabricado y ubicado de manera que permita ser verificado según procedimientos de prueba periódica desarrollados a tal fin, que, junto con un adecuado programa de mantenimiento (incluyendo la correspondiente gestión de repuestos), permita garantizar adecuadamente que el sistema mantienen su fiabilidad y funcionalidad.
- h) Deberá ser diseñado de modo que se minimice el riesgo de apertura indeseada y de fallo al cierre.

6.3 Aspectos relacionados con la calificación

- a) El sistema de venteo filtrado de la contención deberá estar diseñado y soportado sísmicamente según estándares y normas de la industria nuclear de acuerdo con la base de diseño de la instalación (SSE) y considerando el margen adicional analizado en el proceso de las pruebas de resistencia.
- b) El sistema de venteo filtrado de la contención debe ser capaz de soportar en estado de reposo⁵ los sucesos externos o internos analizados en los procesos de las pruebas de resistencia manteniendo su funcionalidad para un uso posterior (por ejemplo, debe soportar condiciones ambientales extremas si se ubican a la intemperie, debe estar situados en una altura establecida en consistencia con la cota de inundación analizada. No se considera necesario un procedimiento de calificación pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso

⁵En el lugar en que esté instalado, pero fuera de servicio.

comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que la ESC será capaz de soportar tal condición manteniendo su funcionalidad posterior.

- c) El sistema de venteo filtrado de la contención debe de ser capaz de soportar en funcionamiento las condiciones ambientales previstas en las situaciones postuladas en los procesos de pruebas de resistencia (si está previsto su uso exterior, las condiciones analizadas en las pruebas de resistencia y si está ubicado en el interior de edificios, las condiciones ambientales que en ellos se puedan alcanzar durante un accidente severo) manteniendo su funcionalidad durante el tiempo que sea requerido. No se considera necesario un procedimiento de calificación como el requerido en la normativa aplicable a los sistemas clase de seguridad pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que el sistema será capaz de desempeñar adecuadamente su función.

ANEXO 3

CRITERIOS DE EVALUACIÓN DE LOS RECOMBINADORES AUTOCATALÍTICOS PASIVOS

ÍNDICE

1. Objeto.....	1
2. Antecedentes	1
3. Bases de licencia.....	2
4. Alcance	2
5. Aspectos relacionados con el marco normativo	2
6. Criterios de evaluación del diseño aplicables a los PAR	3

1. Objeto

Este documento tiene por objeto establecer criterios aplicables a la evaluación del diseño de los Recombinadores Autocatalíticos Pasivos de hidrógeno (*Passive Autocatalytic Recombiners*, PAR) que las centrales nucleares españolas tienen previsto instalar en respuesta a lo requerido en la ITC 3 del CSN.

Dadas las características del proceso emprendido y el marco en el que se desarrolla (dentro del ámbito de la “extensión del diseño”), así como la carencia de normas técnicas de referencia, se ha considerado necesario establecer unos criterios de evaluación del diseño que, así mismo, podrán ser tenidos en cuenta por los titulares en el desarrollo de la modificación.

2. Antecedentes

El documento de criterios aplicables a la evaluación del diseño de las medidas post-Fukushima (Anexo 1 de este documento), de carácter general, ha servido de punto de partida para la elaboración del presente documento. Los aspectos de diseño no contemplados explícitamente en este documento específico para los PAR deberán ajustarse a lo establecido en el documento de alcance general.

Para el establecimiento de estos criterios, se han tenido en cuenta los niveles de referencia de WENRA.

Adicionalmente, para el establecimiento de estos criterios (y, en particular, los que son de carácter más técnico) se ha tenido en cuenta tanto la documentación existente a nivel internacional (ref. IAEA-TECDOC-1661, *Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants*, julio 2011), como la experiencia de países europeos que cuentan con PAR. Fundamentalmente se ha contado con la experiencia de Alemania tanto por ser la normativa del país de origen de los PAR ya licenciados

para CN Trillo (permite que la regulación en lo que respecta a los PAR sea homogénea a nivel nacional), como porque la normativa alemana establece que los PAR con los que cuentan sus centrales estén diseñados para hacer frente a condiciones más allá de la base de diseño. En concreto se han usado como referencias los siguientes documentos: RSK-5/96 y RSK-314.

3. Bases de licencia

La ITC 3 asociada a las autorizaciones de explotación vigentes de las centrales nucleares establece, para las CN Almaraz, Ascó y Vandellós II, lo siguiente:

“En relación con la capacidad de control de hidrógeno en contención: implantar un sistema de control de hidrógeno en contención mediante PAR. El titular presentará al CSN, antes del 31 de diciembre de 2013, un estudio de ingeniería en el que se especifique el número y ubicación de los PAR en la contención. Finalización de la implantación: largo plazo.”

En el caso de CN Cofrentes:

“En relación con la capacidad de control de hidrógeno en contención: elaborar un estudio de ingeniería con los detalles de la instalación de PAR en contención y pozo seco, incluyendo su número y ubicación. Posterior instalación de dichos PAR. Finalización: largo plazo. Antes del 31 de diciembre de 2013, el titular deberá presentar al CSN un estudio detallando la solución adoptada.”

4. Alcance

Los criterios de evaluación que contiene este documento son aplicables al diseño del sistema de PAR requerido a las centrales nucleares españolas en el ámbito de la extensión del diseño, para la prevención y mitigación de las consecuencias de accidentes severos.

CN Trillo ya cuenta con PAR como medida última para el control del riesgo de hidrógeno en la contención frente a accidentes severos, previniendo la ocurrencia de deflagraciones y detonaciones, así como la reducción de su impacto, por lo que no serán objeto de evaluación en el ámbito de aplicación de las ITC 2/4 e ITC 3.

5. Aspectos relacionados con el marco normativo

En el Anexo I de este documento (criterios aplicables al diseño de las medidas post-Fukushima) se identifican algunas Instrucciones (IS) del Consejo de Seguridad Nuclear que por los motivos que allí se exponen se considera necesario destacar, sin que ello se considere un análisis de aplicabilidad de las mismas; en el contexto del presente documento se considera necesario insistir en la aplicabilidad total de la IS 21 (poniendo especial énfasis en la valoración del impacto que la modificación supone sobre los sistemas de seguridad y sistemas relevantes para la seguridad previamente existentes) y en la no aplicabilidad, con carácter general, de la IS 27 (salvo lo que se indique expresamente en este documento).

6. Criterios de evaluación del diseño aplicables a los PAR

6.1 Consideraciones generales

Los PAR, diseñados para accidentes más allá de la base de diseño, se utilizan para prevenir potenciales deflagraciones y detonaciones provocadas por elevadas concentraciones de hidrógeno en la contención.

El riesgo del hidrógeno en contención puede ser bajo, medio o alto en función del régimen de combustión que se genere. En caso de altas concentraciones de hidrógeno, pueden llegar a producirse detonaciones que generen cargas dinámicas que puedan llegar a dañar o destruir equipos de seguridad o incluso llegar a comprometer la integridad de la contención.

El hidrógeno se genera como consecuencia de las reacciones químicas que se dan tanto en caso de Accidentes Base de Diseño como de Accidentes Severos, pero es en este segundo caso en el que el riesgo de hidrógeno es más elevado. Son diversas las fuentes de hidrógeno en la contención, sin embargo en caso de Accidente Severo la reacción entre el zirconio de las vainas del combustible y el vapor constituye el contribuyente mayoritario. En caso de fallo de la vasija del reactor, otra fuente importante de hidrógeno es la reacción que se produce entre el núcleo fundido y el hormigón.

Como sistema concebido para hacer frente a situaciones más allá de la base de diseño, no se considera un sistema de seguridad sino relevante para la seguridad de acuerdo con la definición de la IS-21 y la IS-26:

“Elemento de seguridad o (elemento relacionado con la seguridad): es aquel elemento al que se le da crédito su funcionamiento en los análisis de accidentes base de diseño para:

- 1. Llevar la instalación a una condición segura y mantenerla en dicha condición a largo plazo.***
- 2. Limitar las consecuencias radiológicas de los sucesos operativos previstos y de los accidentes base de diseño dentro de sus límites especificados.”***

“Elemento relevante para la seguridad: es aquel elemento que no forma parte de un elemento de seguridad, pero:

- 1. Cuyo funcionamiento se da crédito para mitigar sucesos operativos previstos o accidentes, o se usan en procedimientos de operación en emergencia.***
- 2. Cuyo fallo puede impedir que los elementos de seguridad cumplan su función de seguridad.***
- 3. Cuyo fallo pueda causar la actuación de un sistema de seguridad.”***

Para el adecuado desempeño de sus funciones en las condiciones en las que se prevea su actuación, el sistema debe disponer de un diseño suficientemente “robusto” que le otorgue un alto grado de disponibilidad y de fiabilidad. El hecho de

ser equipos pasivos incrementar su fiabilidad, al no depender de ningún sistema soporte para llevar a cabo su función.

No obstante, por ser el uso de PAR la medida más eficaz para el control del riesgo de hidrógeno en la contención en caso de pérdida completa de corriente alterna y continua con elevadas generaciones de hidrógeno a este sistema se le exigen, en lo que se refiere a su diseño sísmico, requisitos equivalentes a los de un sistema de seguridad.

6.2 Aspectos relacionados con el diseño funcional

El sistema de PAR (eficiencia de recombinación de cada unidad, número y distribución) deberá ser capaz de limitar las concentraciones de hidrógeno en contención durante las diferentes fases del accidente severo de modo que se elimine la posibilidad de que se produzcan deflagraciones o detonaciones que pongan en peligro la integridad de la contención.

Con el objeto de cumplir este objetivo funcional, se tendrán en cuenta al menos los siguientes criterios:

- i) El sistema de PAR deberá ser capaz de ponerse en funcionamiento de forma autónoma a bajas concentraciones de hidrógeno, en condiciones de alta humedad y a baja temperatura.
- j) En relación con el número de PAR a instalar en la contención, así como su localización:
 - a. El número y localización se determinará en función de las tasas de liberación de hidrógeno y los tiempos de transporte característicos del hidrógeno en la contención. Se deberán considerar todos los procesos que, durante las diferentes fases del accidente severo, generen cantidades significativas de hidrógeno. Entre las secuencias que se analicen se deberán tener en cuenta aquellas que maximicen la generación de hidrógeno.
 - b. Para la estimación del hidrógeno generado y su distribución en la contención:
 - 1. Se podrán usar hipótesis y códigos de cálculo realistas. Las incertidumbres de los métodos de cálculo deberán ser tenidas en cuenta.
 - 2. Deberán seleccionarse escenarios más allá de la base de diseño que resulten representativos y envolventes en lo que respecta a las tasas de hidrógeno generadas y su distribución. En esta selección deberán tenerse en cuenta los efectos de la ubicación del punto de emisión de la fuente de hidrógeno en lo que respecta a la mitigación de los riesgos de hidrógeno. Por lo menos deberá seleccionarse un escenario en el que el punto de emisión la fuente de hidrógeno se encuentre situado en las partes altas de la contención (por ejemplo, válvulas del presionador) y otro en el que dicho punto dicha fuente esté situado en las partes bajas (por ejemplo, cavidad del reactor).

3. Podrán utilizarse códigos de cálculo tipo "lumped-parameters", con nodalizaciones que ofrezcan el suficiente grado de detalle para capturar los fenómenos involucrados (como, por ejemplo, la convección, acumulaciones locales, etc.), y el juicio de ingeniería o herramientas analíticas más realistas para valorar las incertidumbres asociadas a las limitaciones de los "lumped parameter" para capturar determinados fenómenos (como, por ejemplo, la estratificación).
- c. La ubicación de los recombinaidores se seleccionará de acuerdo con los cálculos. En la determinación de la ubicación individual de los PAR se tendrá en cuenta la minimización de la probabilidad de que actúen como fuente de ignición.
- k) Los PAR deberán presentar una adecuada resistencia del catalizador a la degradación durante las condiciones de operación normal de la planta, y estará en consonancia con el programa de mantenimiento.
 - l) Los PAR deberán estar diseñados, fabricados y ubicados de manera que la capacidad funcional de actividad catalítica pueda ser verificada según procedimientos de prueba periódica.

6.3 Aspectos relacionados con la calificación

- a) Los PAR deberán estar diseñados y soportados sísmicamente según estándares y normas de la industria nuclear de acuerdo con la base de diseño de la instalación (SSE) y considerando el margen adicional analizado en el proceso de las pruebas de resistencia.
- b) Los PAR deberán ser capaces de soportar los sucesos externos o internos, incluyendo los analizados en los procesos de las pruebas de resistencia, manteniendo su funcionalidad (por ejemplo: para los sucesos internos, en caso de rotura de tuberías que puedan afectar a PAR, se deberá prever el uso de sujeciones y dispositivos adicionales que permitan excluir posibles pérdidas adicionales por este efecto o, en caso contrario, considerar la pérdida de los PAR afectados; la elección de su localización debe tener en cuenta la cota de inundación analizada como consecuencia de las estrategias de las Guías de Gestión de Accidentes Severos). No se considera necesario un procedimiento de calificación pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que el sistema será capaz de soportar tal condición manteniendo su funcionalidad posterior.
- c) Los PAR deberán ser capaces de soportar en funcionamiento las condiciones ambientales previstas en las situaciones postuladas en los procesos de pruebas de resistencia manteniendo su funcionalidad durante el tiempo que sea requerido. No se considera necesario un procedimiento de calificación como el requerido en la normativa aplicable a los sistemas clase de seguridad pero sí una demostración razonada (analítica, o por experiencia de uso comprobable o, cuando no sea

posible otra vía, por juicio de experto) que demuestre con alto nivel de confianza que el sistema será capaz de desempeñar adecuadamente su función.

- d) Los PAR deberán ser capaces de desempeñar su función bajo condiciones de accidente severo (altas temperaturas, altas tasas de dosis, atmósferas saturadas de vapor o con altos contenidos de humedad y presencia de aerosoles en la atmósfera de la contención).

ANEXO 4

CRITERIOS DE EVALUACIÓN DEL CAGE

Índice

1. Objeto.....	1
2. Antecedentes	1
3. Bases de licencia.....	2
4. Criterios de evaluación del diseño aplicables al CAGE	2

1. Objeto

Este documento define los criterios a aplicar por los evaluadores del CSN a la hora de valorar las características de los nuevos Centros Alternativos de Gestión de Emergencias (CAGE) que se van a implantar en las centrales nucleares españolas.

El CAGE está concebido para ser un centro alternativo, en cada emplazamiento de una central nuclear, para la gestión de situaciones muy severas en el mismo. Para ello debe estar diseñado de acuerdo con criterios adecuados que permitan mantener sus funciones en situaciones extremas, de acuerdo con el criterio básico de **defensa en profundidad** seguido en el proceso europeo y español post-Fukushima.

Un aspecto adicional a destacar, por el impacto que tiene en numerosos aspectos del diseño, es que la activación del CAGE (y por tanto el desplazamiento de la gestión de la emergencia desde el CAT a este centro) se debe realizar en base a la decisión del Director del PEI de la instalación y de acuerdo con los criterios que explícitamente se definan en los procedimientos de la central, los cuales deben también contemplar aquellas situaciones en las que se podría hacer un uso parcial del CAGE, tales como aquellas en que las actuaciones de los CAO, de los monitores de PR o del servicio médico se pudieran realizar en mejores condiciones desde el propio CAGE, manteniendo también en estos casos el Director del PEI la capacidad de adoptar la decisión final.

2. Antecedentes

Para definir los criterios de evaluación aplicables al CAGE se han tenido en cuenta, en primer lugar, las indicaciones recibidas del Pleno del CSN (Nota Interior de la Secretaría General, MLRL/13/037) así como el contenido de la propuesta inicial del Sector (UNESA, junio 2012) y, finalmente, lo discutido durante las diversas reuniones técnicas mantenidas, tanto internas como con representantes del Sector.

En la mencionada Nota Interior MLRL/13/037 se recogían diversos criterios que se pueden resumir como sigue:

- Tras Fukushima se debe disponer de un estrato adicional de protección frente a situaciones catastróficas altamente improbables, pero que realmente pueden suceder.
- Sin embargo, de poco serviría la implantación de mejoras importantes en los sistemas disponibles para hacer frente a estas situaciones si no están las personas que tienen que realizar las acciones pertinentes. Así, la existencia en Fukushima de un refugio seguro de descanso y coordinación en el mismo emplazamiento fue clave en la gestión de la emergencia.
- Por tanto, el CAGE tiene que ser capaz de soportar cualquier situación extrema planteada en el emplazamiento por lo que:
 - Se deben aplicar criterios estrictos en cuanto a la habitabilidad y protección frente a sucesos externos (terremotos, inundaciones y otros fenómenos extremos, incluidas combinaciones creíbles de éstos). Para ello, y en relación con el diseño sísmico, se debe garantizar su funcionalidad para sismos con valores de aceleraciones sensiblemente superiores a las consideradas previamente, prescindiendo de las características de las zonas en que se ubican las centrales, y adoptando un valor razonable y coherente.
 - Es necesario establecer claramente que el CAGE no es un edificio “nuclear”, por lo que no le aplican los criterios de diseño de sistemas, estructuras y componentes **relacionados con la seguridad**.

3. Bases de licencia

La ITC 3 asociada a las autorizaciones de explotación vigentes de las centrales nucleares establece, para el CAGE, lo siguiente:

“El nuevo Centro Alternativo de Gestión de emergencias (CAGE) propuesto por el titular deberá estar operativo en el emplazamiento antes de fin de 2015, incluyendo sus procedimientos operativos y su incorporación al PEI. Además, y antes del 30 de junio de 2012, el titular presentará al CSN un informe en el que se definan las características de este centro y las medidas compensatorias provisionales que resulten adecuadas hasta su puesta en servicio, las cuales serán implantadas antes del 31 de diciembre de 2013.”

4. Criterios de evaluación del diseño aplicables al CAGE

Se establecen los siguientes criterios aplicables a la evaluación de las futuras propuestas de los titulares en relación con el CAGE:

4.1 Criterios relativos a las áreas y zonas necesarias dentro del CAGE

El CAGE debe estar concebido para facilitar la gestión adecuada de una emergencia extrema por lo que debe contar con áreas apropiadas para poder cumplir sus funciones:

- ✓ Dirección de Emergencias/archivo;
- ✓ Coordinación y Planificación de trabajos;

- ✓ Servicios médicos, control radiológico, control dosimétrico y descontaminación;
- ✓ Laboratorio que permita realizar, en condiciones de accidente, medidas de radiación, contaminación y análisis radioquímico;
- ✓ Área de infraestructura de comunicaciones;
- ✓ Almacén⁶ para pequeños equipos (PCI/PR incluyendo equipos de protección personal) y suministros;
- ✓ Servicios: WC químicos y cocina, con agua potable y comida disponible para un mínimo de 72 horas;
- ✓ Zonas de espera y descanso.

En total se debe prever una capacidad mínima de 70/120 personas (para emplazamientos con 1/2 reactores). Este valor tiene en cuenta la composición actual y futura (previsible) de la ORE de las centrales españolas. En cualquier caso cada titular deberá revisar este punto, una vez finalizado el proceso de revisión de la ORE.

4.2 Criterios relativos al diseño frente a sucesos externos

El emplazamiento del CAGE debe considerar la posible ocurrencia de sucesos extremos, tanto naturales como inducidos por el hombre, y por tanto:

- a) Debe estar situado a más de 100 yardas (91,44 m) de edificios sensibles ante el potencial impacto de un avión.
- b) Su construcción se realizará en cotas no inundables o, alternativamente, deberá disponer de medios que eviten su afección.
- c) Debe estar diseñado frente a otros sucesos externos (viento, nieve, temperatura), de modo consistente con las bases de diseño de la central y contando con un diseño "robusto" frente a los sucesos analizados en las "pruebas de resistencia" (más allá de las BD y con márgenes superiores a otras estructuras de la central).
- d) Los criterios específicos a aplicar al diseño sísmico del edificio y las estructuras del CAGE deben garantizar un margen de robustez superior a lo analizado para otros edificios de seguridad en el contexto de las pruebas de resistencia. Por ello deberán estar diseñados frente al terremoto definido en campo libre por el espectro mediano del NUREG/CR-0098, escalado a un valor no inferior a 0,50g.
- e) El diseño sísmico de los sistemas críticos del CAGE (habitabilidad y eléctricos), así como la estación de radio, debe ser consistente con los márgenes de seguridad establecidos y verificados en las pruebas de resistencia (0,3 g); sin embargo, el soportado de los componentes de estos sistemas se diseñará con criterios consistentes con los aplicados en el diseño del edificio y estructuras del CAGE. En este sentido se debe garantizar, de modo razonable, que tras la ocurrencia del

⁶ Los nuevos equipos "móviles" (bombas, generadores, etc.) podrían estar almacenados en otras zonas del emplazamiento, incluso en áreas específicas situadas fuera de edificios, pero cumpliendo en todo caso los criterios establecidos al respecto en el apartado 1.3 de las ITC de 15 de marzo de 2012.

sismo considerado en su diseño los sistemas serían capaces de ser iniciados manualmente y realizar su función.

Para el caso improbable de que se superara el margen sísmico previsto para estos sistemas, y siguiendo criterios de defensa en profundidad, se debe disponer de capacidades adicionales para cumplir las funciones asignadas a estos dos sistemas, tal y como se indica en los apartados 4.3.c y 4.4.d.

- f) El CAGE debe estar diseñado para resistir efectos indirectos del terremoto como incendios, explosiones o inundaciones, manteniendo la accesibilidad al mismo bajo dichos supuestos.
- g) En el diseño y construcción del edificio y estructuras del CAGE se deberá aplicar un control de calidad equivalente al nivel "intenso" (aplicación de la Instrucción sobre hormigón, EHE-08).

4.3 Criterios aplicables a sistemas y componentes

Los sistemas auxiliares del CAGE deben diseñarse para permitir la funcionalidad de este centro en las situaciones previstas, para ello y además de lo indicado en el apartado 4.2.e, se deben tener en cuenta los siguientes criterios:

- a) El diseño, fabricación y montaje de sistemas y equipos tendrá en cuenta un programa de calidad acorde con la norma ISO serie 9000 y con los programas de Garantía de Calidad de la central.
- b) El diseño del sistema de habitabilidad (ventilación y acondicionamiento de aire) debe considerar códigos y normas adecuadas a la importancia de sus funciones.
 - Se considera aceptable la aplicación de las normas RITE, SMACNA, EN 10025, EN ISO 5801, EN ISO 12499, ISO 14694, EUROVENT, EN 1751, EN 15650, o equivalentes.
 - Las unidades de filtración de emergencia se diseñarán de acuerdo con lo indicado en la norma ANSI/ASME N509-2002 ("NPP Air-Cleaning. Units & Components").
 - En el resto de aspectos relacionadas directamente con el mantenimiento de la habitabilidad del edificio, se aplicarán los criterios de la Guía Reguladora de la NRC 1.52, y en concreto los contenidos en los apartados siguientes: 3.4, 3.5, 3.6, 3.10, 3.11, 3.12, 4.1, 4.3 a 4.12, 5, 5.1, 5.2, 6, 6.1, a 6.5 y 7, 7.1 a 7.4.

Además, el sistema dispondrá de las siguientes capacidades:

- Dos modos de funcionamiento: presurización y recirculación.
 - En aquellos emplazamientos en que sea creíble la presencia de gases tóxicos, se deberá disponer de capacidad adecuada de detección, así como de procedimientos y medios adecuados para lograr un pronto aislamiento (manual o automático) del sistema.
- c) El diseño de los sistemas eléctricos debe considerar códigos y normas adecuadas a la importancia de sus funciones.
 - Se considera aceptable la aplicación de las normas REBT (agosto de 2002), RCE (diciembre de 1982) y MI-IP 03 (octubre de 1997).

El sistema debe disponer de las siguientes capacidades:

- Suministro eléctrico normal desde centros de distribución
- Suministro desde una fuente autónoma propia (Generador Diesel).
- Tanque dedicado de almacenamiento de combustible (para 72 horas y con capacidad de reposición fácil).
- Conexión rápida (***hook-up connection***) a un sistema externo, autónomo y móvil de generación eléctrica que permita alimentar a estos sistemas incluso en el caso improbable de pérdida del sistema de alimentación autónoma del CAGE.

d) El diseño de los sistemas de comunicaciones debe considerar códigos y normas adecuadas a la importancia de sus funciones.

- Se considera aceptable la aplicación de las normas ANSI/TIA-568-C, ANSI/TIA-569-B y del R.D. 1066/01.

Los sistemas de comunicaciones, con el exterior y con el interior (***zona bajo control del explotador***), deberán ser equivalentes a los que existen actualmente en el CAT de cada instalación, aunque reforzados con sistemas alternativos basados en criterios de diversificación.

Los sistemas de comunicaciones estarán basados en criterios de alta fiabilidad y se dispondrá al menos de los siguientes sistemas: de voz por satélite, de radio con CECOP, de megafonía y comunicación con el interior de la planta.

Además, se dispondrá en el CAGE de herramientas informáticas de ayuda, incluyendo la conexión al ordenador de planta, la disponibilidad de terminales del SICOEM y la herramienta RASCAL/NERAS para la estimación de dosis al exterior, con fiabilidad equivalente a la que actualmente tienen los sistemas del CAT.

e) El diseño del sistema de Protección contra incendios (PCI) debe considerar códigos y normas adecuadas a la importancia de sus funciones.

- La norma CTE DB-SI se considera aceptable.

4.4 Criterios radiológicos

El CAGE debe estar diseñado para mantener su habitabilidad incluso en condiciones radiológicas extremas en el emplazamiento, por lo que su ubicación debe tener en cuenta la dirección de los vientos dominantes y el posible apantallamiento de edificios cercanos. En su diseño se deben considerar los siguientes aspectos:

- a) Condiciones de habitabilidad: dosis efectiva < 50 mSv en 30 días de ocupación.
- b) El escenario radiológico a postular será el mismo considerado en las "pruebas de resistencia".
- c) Los cálculos soporte deberán ser equivalentes a los realizados para la Sala de Control (tasas de ocupación, factores de respiración, etc.) aunque la "ocupación inicial de forma continua" corresponde en este caso a 72 horas en lugar de las 24 horas asumidas para Sala de Control.
- d) Para tratar de garantizar la función del CAGE incluso en el caso improbable de pérdida del sistema de habitabilidad, el diseño del edificio deberá tener en cuenta un alto nivel de protección intrínseca que facilite la permanencia en el CAGE

incluso en el improbable caso de pérdida del sistema de habitabilidad. Para ello:

- Se debe limitar la posible dispersión de productos radiactivos entre zonas.
- Se debe garantizar un alto nivel de estanqueidad del edificio y de los accesos.