

NOR/ 06-021

**Proyecto de Instrucción del CSN sobre
Procedimientos de operación de emergencia
y gestión de accidentes severos**

Memoria

Diciembre de 2014

ÍNDICE

1. Antecedentes y justificación
2. Relación con la normativa española y con otras Instrucciones del CSN
3. Relación con la normativa internacional o de otros organismos reguladores
 - 3.1. Requisitos de WENRA
 - 3.2. Requisitos del OIEA
 - 3.3. Requisitos de otros organismos reguladores
4. Características y contenido
 - 4.1. Definiciones y términos utilizados
 - 4.2. Procedimientos de operación de emergencia
 - 4.3. Gestión del accidente severo
 - 4.4. Guías de actuación de emergencia en parada
 - 4.5. Guías de mitigación de daño extenso
 - 4.6. Plazo de entrada en vigor de la IS
5. Referencias

1. Antecedentes y justificación

El artículo 2.a) de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, atribuye a este Ente Público la facultad de “elaborar y aprobar las instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas y a las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica” relacionadas con el funcionamiento seguro, es decir, sin riesgos indebidos para las personas o el medio ambiente, de las instalaciones nucleares y radiactivas. Este artículo ha sido reforzado por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, al incorporar al mismo el fomento de la participación, en el proceso de elaboración de estas instrucciones, de los interesados y del público.

El artículo 20 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (aprobado por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, y modificado por el Real Decreto 35/2008, de 18 de enero) requiere que la solicitud de autorización de explotación de las instalaciones nucleares vaya acompañada de, entre otros documentos, el Reglamento de Funcionamiento que contendrá las normas de operación y procedimientos en régimen normal y en condiciones de accidente.

Los procedimientos de operación son necesarios para garantizar que la central nuclear se explota de forma segura y sin consecuencias indeseables para la seguridad porque indican cómo se debe interactuar con los sistemas de la central ante las posibles situaciones operativas.

El disponer de un conjunto de procedimientos y guías de operación adecuados para operar ante las posibles situaciones que pueden plantearse en la vida de una central nuclear, desde la operación normal hasta el accidente severo, contribuye de forma significativa a incrementar la seguridad de la misma, dado que afectan directamente a la fiabilidad de la acción del operador, disminuyendo de modo notable la probabilidad de error humano.

Para ello los procedimientos y guías de operación deben tener un alcance adecuado y haber sido desarrollados considerando todos los aspectos técnicos asociados, incluyendo los principios y técnicas de ingeniería de factores humanos.

Para que la calidad de los procedimientos y guías sea la adecuada es necesario que sean sometidos a procesos de verificación y validación, y ello con el fin de garantizar la idoneidad de las estrategias de gestión de transitorios y accidentes que contienen.

Los usuarios de estos documentos deben recibir periódicamente formación y entrenamiento adecuados para ejecutar correctamente los pasos y estrategias aplicables.

Los procedimientos y guías son documentos vivos que es preciso revisar. Están integrados en el control de configuración de la central nuclear de modo que en

todo momento deben responder a la situación vigente de los sistemas de la instalación; además, para garantizar su calidad técnica y que tienen el alcance adecuado, es necesario que se actualicen teniendo en cuenta la experiencia operativa en la propia central y en otras de tecnología similar considerando, además, los nuevos desarrollos de los grupos de propietarios de centrales nucleares o del suministrador de la tecnología de la instalación.

La presente Instrucción establece los requisitos que deben cumplir las centrales nucleares españolas en relación con los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) y las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS), teniendo en cuenta los aspectos mencionados en los párrafos anteriores. La Instrucción aborda el tratamiento a dar tanto a nuevos programas de desarrollo de POE y GGAS (o modificaciones de gran alcance de los ya existentes como, por ejemplo, revisiones generales) como al mantenimiento de los programas ya desarrollados y en funcionamiento. Adicionalmente, se han incluido requisitos aplicables a las Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE).

Igualmente en esta Instrucción se incluye un apartado que contiene los requisitos aplicables a las guías y procedimientos de actuación para hacer frente a las situaciones de emergencia que pudieran ocurrir con la central nuclear parada, y que no están normalmente incluidos en los conjuntos estándar de Procedimientos de Operación de Emergencia. Cada titular deberá justificar el cumplimiento de los requisitos contenidos en el apartado 9 de esta Instrucción y, en caso necesario, iniciar programas de desarrollo o mejora de las guías y procedimientos de actuación de emergencia para situaciones de parada.

En esta Instrucción se han incluido requisitos para la gestión de accidentes severos, es decir con degradación significativa del núcleo, en aspectos relacionados con la instrumentación, con la protección de la contención. También se incluye un requisito relativo al uso de equipos portátiles en caso de pérdida total de energía eléctrica alterna de larga duración y pérdida de sumidero final de calor, con el fin de prevenir el daño al núcleo del reactor y de la piscina de combustible gastado, y de mitigar las consecuencias de un accidente severo. Estos requisitos guardan una estrecha relación con las guías de gestión de accidentes severos pues éstas están diseñadas para gestionar de manera óptima las características del diseño de la central. Los requisitos aplicables a la instrumentación y a la protección de la contención necesarios para la gestión de accidentes en situaciones previas al inicio de la degradación significativa del núcleo no son objeto de la presente Instrucción.

En la elaboración de esta Instrucción se ha tenido en cuenta la normativa de los países de origen de la tecnología de las centrales españolas y la del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), así como la experiencia adquirida por el CSN en relación con este tema.

En esta Instrucción se ha tenido también en cuenta el trabajo que se ha llevado a cabo en la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental, WENRA ("Western European Nuclear Regulators' Association"), con objeto de armonizar

la reglamentación de los diferentes países. Como resultado de este esfuerzo, en el año 2006, WENRA estableció un conjunto de requisitos comunes denominados “niveles de referencia” que deben quedar reflejados en la normativa nacional; posteriormente, en el año 2008, WENRA llevó a cabo una primera revisión de los mismos. El desarrollo de una Instrucción del Consejo que contemple estos criterios se considera necesario para dar cohesión al proceso de desarrollo normativo acometido por este organismo dentro del programa de armonización.

El proyecto de redacción de esta Instrucción del CSN se inició antes del accidente de Fukushima y estaba prácticamente finalizado el 11 de marzo de 2011, dado que ya había sido sometido a las fases de comentarios internos y externos. Las previsibles repercusiones sobre el tema de la gestión de los accidentes que sobrepasan la base diseño que pudiera tener el accidente aconsejaron retener esta IS.

El mencionado accidente ha puesto en relieve la trascendencia de los aspectos relacionados con las capacidades y los medios necesarios para gestionar un accidente severo. En los años 2011 y 2012 se han llevado a cabo, bajo la coordinación de la Unión Europea, las Pruebas de Resistencia (*Stress Tests*) y la revisión de las mismas (*Peer Review*); teniendo en cuenta sus resultados, WENRA ha revisado los niveles de referencia para incorporar nuevos requisitos asociados a las lecciones aprendidas del accidente. En esta IS se incorporan los aspectos más significativos de dicha revisión en lo relativo a procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos y se ha comprobado que no entra en contradicción con los nuevos niveles de referencia.

Estos aspectos relevantes son los siguientes:

1. Consideración, para POE y GGAS, de los accidentes que puedan afectar simultáneamente a varias unidades del mismo emplazamiento.
2. Desarrollo de las GGAS para todos los modos de operación, incluyendo las situaciones de parada y recarga.
3. En la gestión de accidentes severos:
 - a. Consideración de accidentes internos y externos en el análisis para la selección de accidentes que sobrepasan la base de diseño.
 - b. Uso de equipos portátiles para pérdida total de energía eléctrica alterna de larga duración o pérdida de sumidero final de calor, con el fin de prevenir el daño al núcleo del reactor y de la piscina de combustible gastado, y de mitigar las consecuencias de un accidente severo

En cuanto al punto 3.b anterior, el requisito incluido en la IS (5.3) se encuadra dentro del apartado 5.3 dedicado a la gestión de los accidentes severos, aunque los equipos portátiles también se usarían para la prevención del daño al núcleo. Aunque este hecho implica una cierta inconsistencia formal en la organización de temas de la IS, se ha preferido no omitir el potencial preventivo de tales equipos.

2. Relación con la normativa española y con otras IS del CSN

El artículo 20 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (aprobado por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, y modificado por el Real Decreto 35/2008, de 18 de enero) requiere que la solicitud de autorización de explotación de las instalaciones nucleares vaya acompañada de, entre otros documentos, el Reglamento de Funcionamiento que contendrá las normas de operación y procedimientos en régimen normal y en condiciones de accidente.

Las IS-11, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, e IS-12, sobre requisitos de cualificación y formación de personal sin licencia, de plantilla y externo, de 21 y 28 de febrero de 2007, respectivamente, establecen requisitos de manera genérica sobre formación y entrenamiento que son de aplicación también a procedimientos de operación de emergencia y guías de gestión de accidentes severos.

La IS-26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares del 16 junio de 2010, en sus artículos 7.6 y 7.7 sobre procedimientos de operación, establece lo siguiente:

“7.6 El titular de la instalación deberá disponer de un conjunto de procedimientos de operación para condiciones normales, anormales y de emergencia, que especifiquen las acciones a adoptar para mantener la instalación en condiciones seguras, o restablecer o compensar las funciones de seguridad en caso de pérdida de las mismas. Así mismo, deberá disponer de procedimientos de operación o guías para mitigar las consecuencias de situaciones de accidentes fuera de la base de diseño.”

“7.7 El titular deberá verificar y validar los procedimientos de operación antes de su entrada en vigor, y mantenerlos actualizados para reflejar la situación de la instalación y de la organización. Se responsabilizará de que el personal implicado esté entrenado adecuadamente en el manejo y aplicación de los mismos.”

La IS-27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares del 16 junio de 2010, en su artículo 1.4, establece lo siguiente:

“Las actuaciones y maniobras necesarias para realizar las funciones de seguridad deberán llevarse a cabo de manera automática o por medios pasivos, de forma que la actuación del operador no sea necesaria durante los 30 minutos siguientes a un suceso iniciador. Si el diseño requiere que el operador tome acciones durante ese periodo, las acciones deberán justificarse y deberán recogerse en procedimientos de operación que se ejerciten de forma periódica, y siempre que sea posible en un simulador réplica de alcance total.”

Como consecuencia de las Pruebas de Resistencia y de la revisión de las mismas, proceso llevado a cabo a nivel europeo, el CSN ha emitido la siguientes

Instrucciones Técnicas Complementarias (denominada ITC-3), específicas para cada central nuclear, del 15 de marzo de 2012.

- CSN/ITC/SG/SMG/12/02, para CN Santa María de Garoña.
- CSN/ITC/SG/AL0/12/01, para CN Almaraz
- CSN/ITC/SG/AS0/12/01, para CN Ascó
- CSN/ITC/SG/VA2/12/01, para CN Vandellós II
- CSN/ITC/SG/COF/12/01, para CN Cofrentes
- CSN/ITC/SG/TRI/12/01, para CN Trillo

En estas ITC se establecen, entre otros, requisitos relativos a los POE, GGAS y a la gestión de los accidentes más allá de la base de diseño, incluyendo los accidentes severos. También se incluyen los plazos de implantación de dichos requisitos.

En un proceso paralelo al de las Pruebas de Resistencia, el CSN ha abordado el establecimiento de requisitos para hacer frente a sucesos de pérdida de grandes áreas en los emplazamientos de las centrales nucleares. Dicho proceso tiene muchos puntos de contacto con el de las Pruebas de Resistencia y, de hecho, algunos requisitos de ambos procesos son comunes.

En relación con los sucesos de pérdida de grandes áreas, el CSN ha emitido las siguientes Instrucciones Técnicas Complementarias (denominadas ITC-2 e ITC-4), específicas para cada central nuclear:

- CNSMG/SMG/SG/11/20 (01/07/2011) y CSN/ITC/SG/SMG/12/03 (27/07/2012), para CN Santa María de Garoña.
- CNALM/AL0/SC/11/15 (01/07/2011) y CSN/ITC/SG/AL0/12/02 (27/07/2012), para CN Almaraz.
- CNALM/AL0/SG/11/32 (01/07/2011) y CSN/ITC/SG/AS0/12/02 (27/07/2012), para CN Ascó
- CNALM/AL0/SG/11/14 (01/07/2011) y CSN/ITC/SG/VA2/12/02 (27/07/2012), para CN Vandellós II
- CNALM/AL0/SG/11/07 (01/07/2011) y CSN/ITC/SG/COF/12/02 (27/07/2012), para CN Cofrentes
- CNALM/AL0/SG/11/13 (01/07/2011) y CSN/ITC/SG/TRI/12/02 (27/07/2012), para CN Trillo

Adicionalmente, el CSN ha emitido una ITC específica para CN Cofrentes en relación con la implantación del sistema de venteo filtrado de contención (CSN/ITC/SG/COF/13/02, de 24/09/2013).

Tras estas ITC, el CSN ha emitido las siguientes ITC para cada central (denominadas ITC adaptadas) con el fin de unificar las ITC de cada central englobando los requisitos de las ITC-2/3/4 cuyo plazo de cumplimiento no se ha cumplido:

- CSN/ITC/SG/SMG/13/02, para CN Santa María de Garoña (12/07/2013)

- CSN/ITC/SG/AL0/14/01, para CN Almaraz (09/04/2014)
- CSN/ITC/SG/AS0/14/01, para CN Ascó (09/04/2014)
- CSN/ITC/SG/VA2/13/04, para CN Vandellós II (09/04/2014)
- CSN/ITC/SG/COF/13/05, para CN Cofrentes (09/04/2014)
- CSN/ITC/SG/TRI/13/05, para CN Trillo (09/04/2014)

Finalmente, aunque no se trate de requisitos reguladores, es interesante mencionar que el CSN ha elaborado un Plan de Acción Nacional en el cual se integran todas las acciones surgidas del accidente de Fukushima. En dicho Plan se han incluido los requisitos establecidos en las mencionadas ITC, así como las acciones originadas en los informes de ENSREG en el contexto de las Pruebas de Resistencia y su revisión por parte de ENSREG.

3. Relación con la normativa internacional o de otros organismos reguladores

3.1. Requisitos de WENRA

Como se ha indicado en el apartado 1 de esta memoria, uno de los objetivos de esta Instrucción es incorporar a la normativa española los requisitos incluidos en el esfuerzo de armonización (denominados “niveles de referencia”).

Esta Instrucción desarrolla los requisitos relacionados con los procedimientos de operación para situaciones de emergencia y con las guías específicamente desarrolladas para la gestión de los accidentes severos. En ella se incorporan:

- Para el tema LM (*Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines*): todos los niveles de referencia
- Para el tema F (*Design Extension of Existing Reactors*): niveles de referencia 3.1, 3.2 y 4.1 a 4.7

Como consecuencia de la Pruebas de Resistencia y su revisión, WENRA ha revisado los niveles de referencia. El CSN ha participado en los grupos de trabajo de esta revisión, cuyos aspectos más relevantes se incorporan en esta IS (ver apartado 1 de esta Memoria).

3.2. Requisitos del OIEA

El esfuerzo de armonización de WENRA se ha basado en gran medida en los documentos emitidos por el OIEA, especialmente en los *Safety Requirements* y las *Safety Guides* aplicables a los diferentes temas. Por ello las normas y guías establecidas por el OIEA han sido una fuente de información para elaborar los niveles de referencia de WENRA.

Para la redacción de esta Instrucción se han tenido en cuenta los documentos emitidos por el OIEA que se mencionan en el apartado 5.

3.3. Requisitos de otros organismos reguladores

Durante la redacción de esta IS se ha consultado la normativa y los documentos importantes de la USNRC en materia de POE, de GGAS y de factores humanos. En especial el NUREG-0800, cuyo apartado 13.5.2.1 es específico de procedimientos de operación aunque se centra en su mayoría en los de emergencia y, para los temas relativos a factores humanos, en el NUREG-0711. Un listado más completo de los documentos consultados se ha incluido en el apartado 5.

En lo relativo a la incertidumbre de la instrumentación que debe ser considerada en el cálculo de los puntos de tarado se ha tenido en cuenta el contenido de la Guía Reguladora 1.105 de la NRC (RG 1.105: "*Setpoints for the Safety-Related Instrumentation*"). En la página 3 de dicha guía se hace mención explícita a la instrumentación usada en los POE.

En cuanto a la documentación de la normativa alemana se ha consultado la KTA 1201 "Requisitos del Manual de Operación".

En cuanto a las acciones tras el accidente de Fukushima, el CSN está siguiendo el proceso de la NRC, tanto los resultados y recomendaciones del grupo ad-hoc para identificar las lecciones aprendidas tras el accidente, como las Órdenes emitidas por el regulador. En cuanto a los equipos portátiles, la NRC ya tenía un proceso iniciado tras el ataque del 11 de septiembre de 2001.

4. Características y contenido

4.1. Definiciones y términos utilizados

Se han utilizado las definiciones del glosario del OIEA para estructurar las situaciones operacionales desde la operación normal hasta las situaciones de accidente incluyendo las que conducen a daño al núcleo. En la tabla 1 se muestran las categorías establecidas, que han servido de guía conceptual para redactar esta Instrucción. Para cada categoría se incluyen las denominaciones típicas de los procedimientos y guías.

SIN ACCIDENTE		ACCIDENTE		
Operación normal	Sucesos operativos	Accidentes dentro de la base de diseño	Accidentes que sobrepasan la base de diseño	Accidentes severos
		Accidentes cubiertos por los DBA	DBA Sin accidente severo	
Procedimientos de: <ul style="list-style-type: none"> - Sistemas y pruebas - Alarmas - Operación general normal - Operación anormal - Operación de fallos 		Procedimientos de operación de emergencia (POE) Guías de actuación de emergencia en parada (GAP)		Guías de gestión de accidentes severos (GGAS)
			Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE)	

Tabla 1: Estados de operación y procedimientos/guías

NOTA: en esta tabla se incluyen las GMDE, que son guías que contienen estrategias alternativas, basadas fundamentalmente en equipos portátiles, con las que cuentan las centrales nucleares españolas y cuya primera revisión se ha desarrollado a lo largo de 2013. Estas guías, que se han desarrollado para el caso de pérdida de grandes áreas del emplazamiento o en el caso de pérdida total de energía eléctrica o de acceso al sumidero final de calor durante largos períodos de tiempo, se aplicarán simultáneamente con los POE y las GGAS, o de manera independiente si se ha perdido la capacidad de operación desde la sala de control principal; por lo tanto, su uso debe estar coordinado con ellos y con el Plan de Emergencia Interior de la central.

En la redacción de la IS se ha incluido una mención explícita a las GMDE para dejar claro que las centrales nucleares tienen que desarrollar dichas

estrategias alternativas y que a ellas también les aplican los requisitos relativos a contenido, verificación, validación, revisión y formación/entrenamiento.

4.2. Procedimientos de operación de emergencia

Para la redacción de esta IS se ha tenido en cuenta la situación actual de los procedimientos de operación existentes en las centrales nucleares españolas en operación. En ellos se detallan las actuaciones tanto en operación normal como en operación anómala y de emergencias. Típicamente las centrales tienen los siguientes procedimientos de operación:

- De sistemas: en estos se detallan operaciones normales dentro de cada sistema (llenado y venteo, arranque, parada, operación, etc).
- De pruebas: asociados a las exigencias de vigilancia de especificaciones de funcionamiento o a otras pruebas.
- De alarmas: indican las acciones a realizar tras la activación de una alarma en sala de control. En algunas centrales estos procedimientos están integrados en los de sistemas.
- De operación general normal: operación integrada para arranque de la central, parada y operación a potencia
- De fallos y/o de operación anormal: maniobras para hacer frente a sucesos operativos. Suelen estar orientados a “eventos”, es decir, es preciso diagnosticar la situación para acudir al procedimiento de fallo o de operación anormal adecuado.
- De emergencia o POE: estos procedimientos aplican para situaciones de accidente que se producen desde la operación a potencia o en modos de operación en los cuales los sistemas de protección y de actuación de salvaguardias están disponibles. Entre las centrales de tecnología BWR y PWR existen diferencias sustanciales relativas al formato, reglas de uso alcance y condiciones de entrada. Dentro de la tecnología PWR, existen diferencias entre los POE de las centrales PWR de tecnología americana y los de tecnología alemana.

Diferencias importantes entre los POE de las centrales BWR y PWR de tecnología procedente de los EEUU:

- Los POE de los BWR son sintomáticos. En el caso de los POE de los PWR, existe un conjunto de procedimientos que son sintomáticos (procedimientos de recuperación de funciones) y otro conjunto que es una combinación de síntomas y diagnóstico (procedimientos de recuperación óptima).
- Formato: en las centrales BWR los POE se representan en flujogramas, mientras que en las centrales PWR los POE consisten en pasos secuenciales numerados en los que se indica qué debe hacer el operador.
- Procedimiento de pérdida total de corriente alterna (*Station Blackout* o SBO): en las centrales PWR el procedimiento para esta situación está integrado dentro de los POE, mientras que en el caso de las centrales BWR es un procedimiento, o conjunto de procedimientos, separado.

- Condiciones de entrada: en las centrales PWR las condiciones de entrada son exclusivamente la superación de los criterios de actuación del disparo del reactor o de la inyección de seguridad (o su actuación espuria). En el caso de las centrales BWR españolas existen otras condiciones de entrada como superación de valores límite en la contención primaria o en la contención secundaria, o como liberaciones radiológicas aunque no se haya activado el sistema de protección ni las salvaguardias tecnológicas.

Las diferencias entre las centrales PWR de tecnología americana y alemana son:

- En el caso de las centrales PWR de tecnología alemana se vincula el concepto de accidentes base de diseño con las situaciones para las cuales se desarrollan POE específicos.

Además de los POE para accidentes base de diseño, las centrales PWR de tecnología alemana han desarrollado unos documentos que describen estrategias para el caso de incumplimiento de los denominados *objetivos de protección*, estas situaciones sobrepasan la base de diseño.

Aparte de los POE y de los *objetivos de protección*, las centrales PWR de tecnología alemana han desarrollado unos procedimientos para situaciones de menor probabilidad (también que sobrepasan las bases de diseño) que se han incluido en un documento llamado Manual de Accidentes Severos.

- Conjunto de POE: en los POE de tecnología Westinghouse existe un conjunto integrado de procedimientos con reglas de uso detalladas y donde las transiciones entre procedimientos están definidas con precisión. En el caso de los POE de tecnología alemana también existe un conjunto integrado de procedimientos pero existe algo más de flexibilidad en las transiciones entre procedimientos.
- Procedimientos individuales: hay diferencias significativas en el contenido y formato de cada procedimiento. En los POE de tecnología Westinghouse están integradas la comprobación de las acciones automáticas con las acciones manuales identificándose en cada paso las acciones a realizar en caso de que no se produzca respuesta esperada (la denominada "respuesta no obtenida"). En los POE de tecnología alemana las acciones automáticas están separadas de las acciones manuales.

Aunque se estima que las centrales nucleares españolas cumplen con todos los requisitos o apartados incluidos en esta Instrucción del CSN en lo relativo a POE, estos extremos deberían ser confirmados por los titulares (incluyendo, para los casos en que haya varias unidades en el mismo emplazamiento, que los POE se pueden aplicar correctamente cuando todas las unidades se encuentran en situación de accidente) y, en cualquier caso, pueden ser comprobados a través de las inspecciones pertinentes.

En cuanto a la calidad técnica de los POE y de las GGAS, los apartados 3º y 4º de la IS establecen los requisitos para garantizar que éstos son idóneos. Hay diferentes metodologías para el desarrollo de POE y GGAS pero estas no se han detallado en la IS. La seguida por las centrales nucleares españolas es la de generar POE y GGAS adaptándose a los paquetes estándar de los grupos de propietarios que están internacionalmente aceptados y validados. Para garantizar la idoneidad de los POE y GGAS en todo momento se establecen requisitos en el apartado 7º sobre la revisión y actualización.

4.3. Gestión del accidente severo

Guías de Gestión de Accidentes Severos

Para el caso de accidentes severos las centrales nucleares españolas no han desarrollado “procedimientos” dado que en esta situación, de acuerdo con la práctica internacional, son más convenientes las estrategias basadas en “guías”. En las guías no se define una secuencia de pasos obligatorios sino que se exponen las posibles estrategias para cumplir un objetivo, identificando al mismo tiempo los aspectos negativos de implantar la estrategia. Sin embargo, un desarrollo basado en procedimientos no se considera, a priori, inaceptable.

Estas guías reciben el nombre de Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) y tienen la particularidad adicional de que se han diseñado para ser utilizadas fundamentalmente por el personal del Centro de Apoyo Técnico (CAT) que se constituirá en caso de un accidente; es decir, las decisiones informadas por las GGAS no se toman en la sala de control sino en el CAT.

Además de los requisitos que proceden de los actuales niveles de referencia de WENRA, en esta IS se han incluido dos requisitos adicionales surgidos de los procesos de revisión europeos tras el accidente de Fukushima. Se trata de la necesidad de que las GGAS tengan en cuenta la ocurrencia simultánea del accidente severo en las dos unidades, para los casos de CN Ascó y Almaraz, y de la ampliación del alcance de las GGAS para situaciones de parada.

En las centrales PWR de tecnología alemana se han desarrollado de manera genérica, como se ha explicado en el apartado anterior, procedimientos para situaciones de baja probabilidad más allá de las bases de diseño que se incluyen en el Manual de Accidentes Severos (MAS). Este documento no tiene el mismo alcance de las GGAS dado que éstas persiguen mitigar las consecuencias del deterioro del núcleo, que ya habrá ocurrido o estará a punto de ocurrir cuando se decide transitar de los POE a las GGAS. Se considera que el MAS contiene estrategias que optimizan la gestión del accidente y que su existencia tiene un efecto positivo en la seguridad global de la central. Sin embargo el MAS, en su estado actual, no reúne todas las características que se exigen en esta Instrucción a unas GGAS.

La tarea de desarrollo de GGAS se está llevando a cabo en Alemania partiendo del APS Nivel 2. El plan de implantación incluye el desarrollo de GGAS de

referencia para centrales piloto que constituyen un estándar internacional para este tipo de centrales. Partiendo de estas GGAS de referencia, CN Trillo está procediendo al desarrollo individual. En la actualidad CN Trillo están en una fase muy avanzada del desarrollo de sus GGAS y se prevé que las tengan implantadas antes de la entrada en vigor de la IS. Por este motivo, no se encuentra necesario establecer ninguna disposición transitoria específica para este tema.

Medios de ayuda en la gestión de accidentes severos

El área F de WENRA, relativa a la Ampliación del Diseño de Reactores Existentes, incluye niveles de referencia para la instrumentación y la protección de la contención en relación con el nivel 4 de la defensa en profundidad que, según el INSAG-10 del OIEA, hace referencia al "*control of severe conditions including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of a severe accident*". Con el fin de incorporar estos requisitos de WENRA se han incluido en esta IS los apartados 5.1 (instrumentación) y 5.2 (medios para proteger la contención).

En esta IS se requiere, en consonancia con los requisitos de WENRA, la realización de una selección de accidentes que sobrepasan la base de diseño de acuerdo con una combinación de análisis deterministas y probabilistas así como del juicio de ingeniería. Además en la selección de estos accidentes se deberán tener en cuenta sucesos internos y externos. Los requisitos contenidos en el apartado quinto de esta IS aplican a estos accidentes.

En las centrales actuales existe instrumentación y sistemas que pueden ser utilizados para la protección de la contención en caso de accidentes severos aunque no hayan sido diseñados para hacer frente a estas situaciones; de hecho las GGAS intentan utilizar estos medios. Los niveles de referencia de WENRA incluyen el requisito de analizar dichos medios para verificar que son capaces de cumplir la función prevista en las estrategias de gestión de accidentes severos. Los niveles de referencia permiten utilizar criterios realistas en estos análisis, al tratarse de situaciones que van más allá de las bases de diseño.

Por otro lado, como consecuencia de las Pruebas de Resistencia y de las ITC emitidas por el CSN, las centrales nucleares españolas van a acometer modificaciones de diseño cuyo objetivo es la protección de la contención en accidentes más allá de la base de diseño, incluyendo los accidentes severos. Debido a que estas modificaciones ya tienen plazos de implantación fijados en las ITC y a, en algunos casos, la gran envergadura de las modificaciones de diseño involucradas, en la Disposición Adicional Única se ha optado por no indicar que se tendrán en cuenta las circunstancias de operación de cada central a través de las ITC asociadas a las Autorizaciones de Explotación.

Se ha incluido el artículo 5.3 para requerir la existencia de equipos portátiles, para hacer frente a situaciones de pérdida total de energía eléctrica alterna de larga duración o pérdida de sumidero final de calor, con el fin de prevenir el daño

al núcleo del reactor y de la piscina de combustible gastado, y de mitigar las consecuencias de un accidente severo.

4.4. Guías de actuación de emergencia en parada

Esta Instrucción contiene requisitos relativos a los procedimientos o guías para situaciones de accidente que se producen con la central en parada. En la IS estos documentos se han denominado “Guías de Actuación de Emergencia en Parada” o GAP.

Las emergencias en parada no entran dentro del alcance de los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) que típicamente aplican en operación a potencia y en determinados estados operativos de arranque y parada en los cuales los sistemas de salvaguardias están normalmente operables; dentro de la IS el término POE se refiere solamente a estos procedimientos.

Las GAP no se incluyen dentro de los POE aunque a efectos prácticos los requisitos incluidos en esta IS para ambos son muy similares.

En las centrales españolas los procedimientos para accidentes que se producen con la central en parada se encuentran actualmente entre los de operación anormal o de fallo. Para su desarrollo no se ha llevado a cabo un análisis sistemático con el cual se garantice la existencia de procedimientos para todas las situaciones de mayor riesgo de la parada; tampoco existe un sistema estructurado o procedimiento director que guíe al turno de operación en la selección del procedimiento óptimo para las posibles emergencias durante la parada.

Se considera que los procedimientos para situaciones de accidente que se producen con la central en parada son de especial importancia para la seguridad, en la medida en que pretenden hacer frente a situaciones de especial riesgo para las cuales los POE no son aplicables. Se ha creído necesario incluirlos específicamente en esta IS porque son procedimientos de operación para hacer frente a situaciones de emergencia en los estados operativos a los que se aplican y porque, tal y como demuestra los APS en otros modos, el riesgo en estas situaciones operativas es similar cuantitativamente al que existe en operación a potencia. Por ello, se considera necesario que los procedimientos que hacen frente a las situaciones de emergencia tengan requisitos similares tanto a potencia como en otros modos de operación.

En esta Instrucción no se ha pretendido establecer criterios de detalle sino crear un marco para el desarrollo de los procedimientos de operación de emergencia en parada.

Adicionalmente, el riesgo en parada ha sido abordado en detalle por el Grupo de Riesgo en Parada creado entre el CSN, las centrales nucleares y UNESA. El objetivo de este grupo ha sido la redacción de una guía genérica de seguridad en parada. El desarrollo de esta guía supone la elaboración de procedimientos o

guías específicos para cada central para abordar situaciones operativas de la parada y que están muy relacionados con los que se incluyen en la IS.

Para identificar las estrategias necesarias en parada, el artículo 9.2 establece que se debe considerar la importancia para la seguridad de las situaciones de accidente a las que se debe hacer frente teniendo en cuenta básicamente los análisis de riesgo en parada de la central. El análisis principal con el que cuentan las centrales para esta tarea es el Análisis Probabilista de Seguridad en Otros Modos.

En el apartado noveno de esta IS (artículo 9.4) se indica que la mayoría de los requisitos exigidos para los POE son de aplicación también a las GAP y con una profundidad adecuada para las situaciones para las cuales se desarrollan. Concretamente los requisitos incluidos en los apartados cuarto (contenido), sexto (verificación y validación), séptimo (revisión y actualización) y octavo (entrenamiento). Se exceptúan los requisitos relativos al simulador de alcance total dado que, aunque se considera conveniente su uso en la medida de lo posible, en la actualidad no está diseñado para todas las situaciones operativas de parada.

Los requisitos sobre las GAP son novedosos y, por tanto, acarrear nuevos desarrollos. Dada la naturaleza de los cambios previstos (desarrollos, verificación, validación, entrenamiento) se ha considerado necesario incluir un apartado específico en la Disposición Transitoria Única.

4.5. Guías de Mitigación de Daño Extenso

Se incluye en esta IS un apartado específico para las Guías de Mitigación de Daño Extenso, así como una definición de las mismas.

En la práctica, las centrales nucleares españolas han implantado un paquete de procedimientos o guías que están estructurados en dos niveles: varios procedimientos de gestión con los pasos de acción inmediata y que dirige al uso de unos u otros procedimientos de detalle para aplicar las estrategias más adecuadas (estos se han llamado GEDE: gestión del daño extenso) y un paquete de procedimientos para la implantación de las estrategias específicas donde se indica el detalle de las operaciones (estos se han llamado GMDE). Por simplificación, y porque internacionalmente se usa la expresión EDMG de manera genérica (*Extensive Damage Mitigation Guidelines*), en esta IS no se ha distinguido entre GEDE y GMDE, sino que se usa solo GMDE para englobar todos estos procedimientos.

Los requisitos que se asignan a estas GMDE son los mismos que los de las GAP y POE-GGAS en lo relativo a contenido, verificación, validación, revisión y formación/entrenamiento.

4.6. Plazo de la entrada en vigor de la IS

Se ha incluido la Disposición Final Única con un período de seis meses con carácter general para todos los artículos con el fin de que las centrales analicen la IS y verifiquen que cumplen con todos los artículos de la misma.

Adicionalmente, se ha incluido la Disposición Transitoria Única para establecer los plazos para el cumplimiento con algunos de los artículos de esta IS, dado que se considera que contiene novedades reguladoras que implican un proceso complejo de adaptación por parte de las centrales nucleares españolas. En esta Disposición se establecen plazos para los siguientes artículos:

- Artículo 3.5/3.6 (GGAS en parada):
Para las GGAS en parada, se ha considerado que no es razonable establecer una fecha límite de implantación al ser un desarrollo novedoso que está ligado al APS nivel 2 en otros modos y a análisis que se deben confeccionar con antelación; adicionalmente, parece aconsejable que las centrales españolas tengan en cuenta los desarrollos que están abordando en la actualidad los grupos de propietarios sobre las SAMG genéricas en parada, en lugar de llevar a cabo desarrollos individuales. La disposición transitoria recoge lo incluido en las ITC del 15 de marzo de 2012 donde se han establecido los requisitos de que los titulares analicen los accidentes severos en parada para proponer un plan de actuación (que incluye procedimientos) y de disponer del APS nivel 2 en Otros Modos; ambos requisitos ponen de plazo el 31 de diciembre de 2015. Estos hitos son el punto de partida para el desarrollo de las GGAS en parada. La fecha final deberá ser propuesta por las centrales en estos estudios y analizada por el CSN.
- Artículo 4.5/4.6 (incertidumbres):
En lo relativo a la consideración de la incertidumbre de los lazos de instrumentación en los puntos de tarado usados en POE y GGAS. Se ha incluido la fecha de 31/12/2015 que proporciona un plazo razonable para que los titulares lleven a cabo un análisis en el que se establezca la metodología a utilizar y el plazo de implantación.
- Artículo 5.1 (instrumentación para gestión de accidentes severos):
El artículo 5.1 requiere instrumentación para la gestión de accidentes severos. El plazo puesto en la Disposición Transitoria es coherente con el plazo establecido en las ITC adaptadas (31/12/2015) para implantar aquellas mejoras en la instrumentación que sean fruto de los análisis de accidentes severos que, en relación con la instrumentación, se solicitaron en las ITC-3.
- Artículo 5.2 (medios de protección de la contención):
Para el cumplimiento completo con el apartado 5.2, no se ha establecido un plazo envolvente debido a que estas modificaciones ya tienen plazos de implantación fijados en las ITC y a, en algunos casos, la gran envergadura de las modificaciones de diseño involucradas. Por ello, en la se ha optado por no incluir este aspecto en la Disposición Transitoria Única, sino,

siguiendo el informe de SAJ (IF-74/14, 28/11/2014), en una Disposición Adicional Única.

- Artículo 5.2 (medios de protección de la contención, en lo relativo al análisis para la selección de accidentes que sobrepasan la base de diseño al que se alude en este artículo):
Se concede hasta 31 de diciembre de 2016 para la confección de este análisis porque constituye una novedad y porque no existe una vía establecida para realizarlo, al estar relacionado con situaciones de accidentes severos. Se considera que, dado que este requisito procede de los niveles de referencia de WENRA, el método de selección de accidentes debería seguir algún tipo de estándar europeo (aunque este no se ha definido todavía se considera que, en buena lógica, no debería estar muy alejado del contenido de los *Stress Tests* llevados a cabo en los años 2011 y 2012).
- Artículo 9/9.5 (GAP):
Para las GAP, el plazo de 31 de diciembre de 2015 para el envío de un plan de implantación, que se considera un plazo razonable teniendo en cuenta las tareas que puede implicar. Aunque las centrales no parten de cero para el desarrollo de las GAP, porque cuentan con procedimientos de operación anormal o de fallo, se considera más adecuado establecer este requerimiento (plan de implantación) que establecer un plazo de implantación, dado que la complejidad de contar con una GAP que cumplan con todo lo establecido en el artículo 9 puede ser considerable.

Como se puede observar, el motivo de la existencia de este elevado número de plazos para el cumplimiento con esta IS es que algunas de las mejoras tras el accidente de Fukushima, que se incorporan como requisitos en esta IS, están en fase de implantación en las centrales nucleares españolas.

5. Referencias

a. Documentación española:

- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre (modificado por el Real Decreto 35/2008, de 18 de enero), por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas
- IS-11 sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, de 21 de febrero de 2007
- IS-12 sobre requisitos de cualificación y formación de personal sin licencia, de plantilla y externo, de 28 de febrero de 2007
- IS-26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, del 16 junio de 2010
- IS-27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares, del 16 junio de 2010
- Capítulo 13.5.2 de los EFS

b. Documentación de WENRA, ENRSREG y OIEA:

- Documentación de WENRA: Reference Levels de los temas F y LM
- ENSREG *Peer Review Report on Stress Tests Performed on European NPP*, abril de 2012
- Glosario de la OIEA, edición de 2007
- NS-G-2.2 Operating Limits and Conditions and Operating Procedures for NPP
- NS-R-1: Seguridad de centrales nucleares. Explotación (en la actualidad se está revisando, referencia DS413)
- Safety Report Series N° 48. Development and Review of Plant Specific Emergency Operating Procedures
- IAEA-TECDOC-1502: Authorization of NPP Control Room Personnel: Methods and Practices with Emphasis on the use of Simulators
- INSAG-10, "Defence in Depth in Nuclear Safety", a Report by the IAEA International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG). 1996

c. Documentación USNRC:

- NUREG-0800, Standard Review Plan, 13.5.2.1. Operating and Emergency Operating Procedures
- NUREG-0711 rev. 2, Human Factors Engineering. Program Review Model. Enero 2004.
- NUREG-0737, TMI Action Plan Requirements (y Supplement 1: Clarification of TMI Action Plan Requirements). Noviembre 1980.
- Information Notice 92-76: Issuance of supplement 1 to NUREG-1358, "Lessons learned from the special inspection program for EOP (conducted from October 1988 to September 1991)"
- ANSI/ANS 3.5-1998. NPP Simulators for use in Operator Training and Examination (para definición de "Simulador de Alcance Total")
- ANSI/ANS 3.2-2006. Administrative Controls and Quality Assurance for the Operational Phase of NPP.
- RG 1.105, Setpoints for the Safety-Related Instrumentation. Revisión 3 de diciembre de 1999.

d. Documentación alemana:

- KTA 1201. Requirements for the Operating Manual